

中国电力百科全书

（第三版）

核能发电卷

《中国电力百科全书》编辑委员会
《中国电力百科全书》编 辑 部 编

中国电力出版社




中国电力出版社
刮开涂层
4008133315 网站查询

014057628

TM-61
16-3
V7



国家出版基金项目
NATIONAL PUBLICATION FOUNDATION
"十二五"国家重点图书
出版规划项目



中国电力百科全书

（第三版）

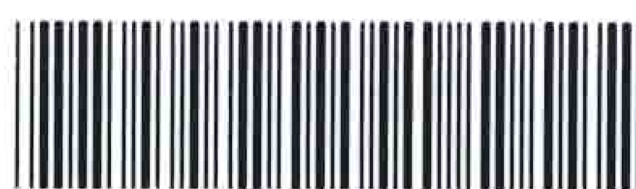
核能发电卷

《中国电力百科全书》编辑委员会
《中国电力百科全书》编 辑 部
编

CHINA
ELECTRIC POWER
ENCYCLOPEDIA

TM-61
16-3
V7

中国电力出版社


北航 C1742604

图书在版编目（CIP）数据

中国电力百科全书．核能发电卷／《中国电力百科全书》编辑委员会，《中国电力百科全书》编辑部编．—3版．—北京：中国电力出版社，2014.6
ISBN 978-7-5123-5014-4

Ⅰ.①中…　Ⅱ.①中…　②中…　Ⅲ.①电力工业-中国-百科全书　②核能发电-概况-中国　Ⅳ.①TM-12

中国版本图书馆CIP数据核字（2013）第237757号

中国电力出版社出版、发行（北京市东城区北京站西街19号　100005　http://www.cepp.sgcc.com.cn）
北京盛通印刷股份有限公司印刷
各地新华书店经售
1995年12月第一版　2014年6月第三版　2014年6月北京第三次印刷
889毫米×1194毫米　16开本　31.5印张　1385千字
印数10001—15000册　定价**288.00**元

敬告读者
本书封底贴有防伪标签，刮开涂层可查询真伪
本书如有印装质量问题，我社发行部负责退换
版权专有　翻印必究

中国电力百科全书

（第三版）

编辑委员会

主任委员　陆延昌

副主任委员　舒印彪　陈　峰　王良友　那希志　刘顺达　任书辉　于崇德　田　勇　秦定国　郑健超　宋永华　蔡惟慈　张晓鲁

主编　陆延昌（兼）

副主编　孙嘉平　赵　洁　宗　健

秘书长　李若梅

副秘书长　金文龙

常务领导小组成员　陆延昌　陈　峰　张晓鲁　孙嘉平　赵　洁　宗　健　李若梅　金文龙　赵建军　肖　兰

委员　（按姓氏笔画排列）

丁中智　于崇德　王志轩　王良友　王柏乐
王锡凡　王赞基　牛东晓　方耀明　田　勇
任书辉　刘顺达　许洪华　那希志　孙才新
孙志禹　孙嘉平　李天友　李立浧　李若梅
杨奇逊　杨校生　肖　兰　辛德培　沙亦强
宋永华　张文涛　张晓鲁　张善明　张禄庆
陆延昌　陈　峰　陈维江　金文龙　周永兴
周孝信　周建平　郑健超　宗　健　赵建军
赵　洁　赵　毅　胡学浩　俞卓平　俞国勤
俞培根　饶　宏　施鹏飞　秦定国　贾金生
谈克雄　黄其励　崔　翔　舒印彪　蔡惟慈
廖瑞金　薛禹胜

编辑委员会顾问委员会

主 任 委 员　谢绍雄
副 主 任 委 员　程忠智
委　　　员　（按姓氏笔画排列）

于　渤　王信茂　叶继善　冉　莹　刘本粹
刘　忱　刘振鹏　汤蕴琳　许传凯　杨洪义
肖辉乾　张克让　张学知　陈昌渔　陈效杰
邵世伟　郑企仁　赵学林　徐士珩　徐纪法
高安泽　高季章　郭　灏　韩祯祥　程忠智
程念高　谢松林　谢绍雄　蓝增珏　翟若愚
魏光耀

编辑委员会办公室

主　　　任　赵建军
副　主　任　肖　兰

编　辑　部

主　　　任　肖　兰
编　　　辑　（按姓氏笔画排列）

于小然　王　岳　王春娟　邓　春　华　峰
刘亚南　刘利军　李文娟　李慧芳　肖　兰
何　郁　张　健　张　涛　陈　丽　易　攀
郑晓萌　赵鸣志　胡顺增　姜丽敏　曹　慧
潘宏娟　穆智勇

中国电力百科全书

（第一版）

编辑委员会

名誉主任委员　史大桢

主任委员　张凤祥

第一副主任委员　毛鹤年

常务副主任委员　沈根才

副主任委员　陆延昌　都兴有　温克昌　梁益华　陈秉堃

秘书长　贺至刚　程忠智

常务领导小组成员　张凤祥　毛鹤年　沈根才　陆延昌　都兴有　温克昌　梁益华　陈秉堃　贺至刚　程忠智

委员　（按姓氏笔画排列）

于　渤　王梅义　王瑞梁　毛鹤年　邓致逵
邓耀群　冯俊凯　吕光大　吕应中　伍宏中
刘子玉　刘纫茝　李博之　杨德晔　连培生
肖达川　肖国泉　吴竞昌　沈济源　沈根才
宋春生　张凤祥　张德平　陆延昌　陈允康
陈秉堃　陈维敬　姜绍俊　贺至刚　袁　颖
都兴有　顾嘉栗　徐士珩　徐国璋　徐博文
梁益华　董希文　董育坚　韩承钧　韩祯祥
程忠智　温克昌　谭昌铭　戴熙杰

主　　　编　毛鹤年　沈根才
常务编委　（按姓氏笔画排列）
毛鹤年　邓致逵　杨德晔　肖达川　吴竞昌
沈根才　张凤祥　陆延昌　陈秉堃　陈维敬
贺至刚　都兴有　顾嘉栗　徐国璋　徐博文
梁益华　程忠智　温克昌
顾　　　问　金常政

编辑委员会办公室

主　　　任　程忠智（兼）
副　主　任　姜求志　张玉诸　高体基　朱百祥

编　辑　部

主　　　任　张玉诸
副　主　任　高体基　朱百祥
编　　　辑　（按姓氏笔画排列）
王岫霓　朱百祥　朱良镭　华　峰　肖　兰
张为龙　张玉诸　张克让　姜丽敏　贺至刚
高体基　郭　亮　程忠智

中国电力百科全书

（第二版）

编辑委员会

名誉主任委员　史大桢　张凤祥

主任委员　陆延昌

常务副主任委员兼主编　谢绍雄

副主任委员　张晓鲁　宗　健　郭　灏

秘书长　程忠智　张克让

常务领导小组成员　陆延昌　谢绍雄　张晓鲁　宗　健　郭　灏　程忠智　张克让

委员　（按姓氏笔画排列）

丁玉佩　于　渤　王柏乐　王信茂　邓耀群
叶继善　冉　莹　刘本粹　刘　忱　刘振鹏
汤蕴琳　许传凯　孙嘉平　杨洪义　肖辉乾
张文涛　张克让　张学知　张晓鲁　张禄庆
陆延昌　陈昌渔　陈效杰　陈鼎瑞　邵世伟
周孝信　郑企仁　郑健超　宗　健　赵学林
徐士珩　徐纪法　高安泽　高季章　郭　灏
谈克雄　韩祯祥　程忠智　程念高　谢松林
谢绍雄　蓝增珏　翟若愚　魏光耀

编辑委员会顾问委员会

主任委员　沈根才

特邀顾问　金常政

委　　员　（按姓氏笔画排列）

王梅义　王瑞梁　吕光大　刘纫茝　李博之

连培生　肖达川　吴竞昌　沈根才　张德平

陈维敬　袁　颖　顾嘉栗　徐国璋　徐博文

温克昌　戴熙杰

编辑委员会办公室

主　　任　朱百祥

副 主 任　全晓华　高体基

编　辑　部

主　　任　朱百祥

副 主 任　高体基

编　　辑　（按姓氏笔画排列）

王岫霓　朱百祥　朱良镭　华　峰　刘宇峰

肖　兰　张为龙　张克让　姜丽敏　高体基

程忠智　赖广秀　潘宏娟

核能发电卷
（第三版）

编审委员会

主　　编　丁中智
副 主 编　俞培根　张善明　张禄庆　俞卓平
编审领导小组　丁中智　俞培根　张善明　张禄庆　刘　华
　　余剑锋　吕华祥　孙汉虹　俞卓平　潘宏娟
编　　委　（按姓氏笔画排列）
　　丁中智　叶奇蓁　白云生　吕冬宝　吕华祥
　　刘长欣　刘　华　刘森林　孙玉良　孙汉虹
　　杜圣华　李冠兴　余剑锋　汪兆富　沈增耀
　　张　健　张善明　张禄庆　陈松涛　郑福裕
　　俞卓平　俞培根　洪源平　秦国安　柴国旱
　　谢纪康　潘传红　潘自强　潘宏娟
学术秘书　白利超　张　晟　王　聪　潘宏娟

各分支主编、副主编

概论分支
主　　编　汪兆富
副 主 编　白云生

基础理论分支
主　　编　郑福裕
副 主 编　孙玉良

核电厂系统、设备及材料分支
主　　编　沈增耀
副 主 编　杜圣华

核电厂控制监测分支
主　　编　叶奇蓁
副 主 编　吕冬宝

核燃料与核燃料循环分支
主　　编　李冠兴
副 主 编　刘长欣

核电厂建设与运行分支
主　　编　陈松涛
副 主 编　秦国安　洪源平

核电厂安全分支
主　　编　张　健
副 主 编　柴国旱

核电厂辐射安全和环境保护分支
主　　编　潘自强
副 主 编　刘森林

核聚变能分支
主　　编　潘传红
副 主 编　谢纪康

核能及新能源发电卷

（第一版）

编审委员会

主　　　　编　陈维敬
副　主　编　连培生　吕应中
编审领导小组　陈维敬　连培生　吕应中　高体基　郭　亮
编　　　　委　（按姓氏笔画排列）
王长贵　左　湖　叶奇蓁　吕应中　朱文煜
李文埮　连培生　陈维敬　林诚格　郑福裕
赵荣潜　侯凤旺　姜　樾　顾　坚　高体基
高祖瑛　郭　亮　符德璠　潘自强　潘系人
学术秘书　姜　樾　侯凤旺

各分支主编、副主编、编审组成员

概论分支
主　　　编　连培生（兼）
编审组成员　贺嘉忱　姜　樾

反应堆物理及热工流体力学分支
主　　　编　郑福裕
副　主　编　高祖瑛
编审组成员　罗经宇　陈仁济
马昌文

核电厂系统、设备及材料分支
主　　　编　朱文煜　赵荣潜
副　主　编　潘系人
编审组成员　杨钧陶　王鼎铨

核电厂控制监测分支
主　　　编　叶奇蓁

核燃料循环分支
主　　　编　李文埮
编审组成员　张邻素　邱学良

核电厂建设和运行分支
主　　　编　符德璠
副　主　编　左　湖
编审组成员　邵向业　李延林
张禄庆

核电厂安全分支
主　　　编　林诚格
编审组成员　张　健　俞尔俊

核电厂辐射防护和环境保护分支
主　　　编　潘自强
编审组成员　任镜暄　董柳灿
鲍世宽　张延生

新能源发电分支
主　　　编　顾　坚
副　主　编　王长贵

核能及新能源发电卷

（第二版）

编审委员会

主　　　编　丁玉佩
副　主　编　张禄庆
编审领导小组　丁玉佩　张禄庆　陈维敬　连培生　高体基
　　　　　　潘宏娟
编　　　委　（按姓氏笔画排列）
　　　　　　丁玉佩　王日清　王长贵　叶奇蓁　李文埮
　　　　　　连培生　任镜暄　杜圣华　张　健　张禄庆
　　　　　　陈维敬　郑福裕　俞尔俊　姜　樾　钱锦辉
　　　　　　高体基　高祖瑛　曾文星　董柏年　潘自强
　　　　　　潘宏娟　潘系人

各分支主编、副主编

概论分支
主　　编　姜　樾

基础理论分支
主　　编　郑福裕
副　主　编　高祖瑛

核电厂系统、设备及材料分支
主　　编　潘系人
副　主　编　杜圣华

核电厂控制监测分支
主　　编　叶奇蓁

核燃料循环分支
主　　编　李文埮

核电厂建设和运行分支
主　　编　曾文星
副　主　编　钱锦辉　王日清

核电厂安全分支
主　　编　董柏年
副　主　编　张　健　俞尔俊

核电厂辐射防护和环境保护分支
主　　编　潘自强
副　主　编　任镜暄

新能源发电分支
主　　编　王长贵

第三版前言

《中国电力百科全书》(简称《电百》) 第三版在中国电机工程学会成立 80 周年之际与广大读者见面了。《电百》是全面介绍电力科学技术和管理知识的大型专业性百科全书。《电百》的首次编纂始于 1986 年，先后于 1994 年和 2001 年出版发行了第一版和第二版。《电百》问世以来，受到了广大电力工作者和电机工程界人士的欢迎并得到认可，成为查阅电力基本知识的权威工具书。

《电百》第一版是由原水利电力部、中国电机工程学会、中国水力发电工程学会等共同倡议，从 1986 年开始，历时 8 年编纂完成的。全书分为《综合卷》《电工技术基础卷》《电力系统卷》《火力发电卷》《水力发电卷》《核能及新能源发电卷》《输电与配电卷》《用电卷》共 8 卷，5000 多个条目、1000 余万字。全书总结了当时电力工业科学技术成就以及生产和建设的经验，适应了电力科技人员和职工学习新技术、新知识的迫切需要。《电百》第二版的修编工作是在原国家电力公司组织下，从 1998 年开始到 2000 年完成。全书仍为 8 卷，共 5400 余条目，约 1000 万字，反映了 20 世纪最后十多年电力工业的快速发展和电力科技的进步，适应了中国电力工业发展的需要。《电百》第二版于 2002 年荣获第十三届中国图书奖。

《电百》第二版发行至今的十多年间，中国电力工业持续快速发展，电力科技水平不断提高。中国电力装机容量和发电量分别从 2000 年的 3.19 亿 kW、1.37 万亿 kW·h 提高到 2013 年的 12.47 亿 kW 和 5.3 万亿 kW·h，均居世界第一位。电网发展也实现了历史性跨越，规模居世界第一，已经形成以区域同步电网为基础的全国互联电网（未计台湾省）。这十多年，电力系统结构逐步优化，技术装备水平快速提升，节能减排成效显著。电力系统的安全性、可靠性、经济性取得全面提高，适应了经济和社会发展对用电量增长和安全可靠供电的需要，有力支撑了国民经济的持续快速发展。

进入 21 世纪，中国经济社会发展的重要特征是工业化、信息化、城镇化、市场化、国际化，能源结构清洁低碳化趋势显著。这些重大社会需求决定电能高效清洁的生产、输送、分配和使用技术，已成为电力技术发展的主导方向，并且日益显现出新技术与传统技术交叉与融合的趋势。因此，有必要对《电百》第二版进行修编，更新和充实《电百》的内容，以充分反映 21 世纪头十年电力工业发展的新成就和电力科技发展的新特征。

2009 年 5 月，在中国电机工程学会第九届会员代表大会上提出了《电百》第三版修编工作建议，得到会员单位广泛支持。2011 年 1 月 25 日，《电百》第三版编辑委员会第一次会议在北京召开，修编工作正式启动，确定修编原则是“增补为主，简当为要”。

增补为主，就是要增补体现电力工业和电力科技发展的新内容。如全球气候变化、全寿命周期管理、信息安全等问题；在水力发电技术方面，包括高坝筑坝新技术、大型水轮机组集成技术、梯级水库群优化调度技术等；在火力发电技术方面，包括超超临界燃煤发电、大型火电机组直接空冷、整体煤气化联合循环发电（IGCC）及多联产、污染物控制和减排等技术；在现代核电技术方面，包括对投运核电机组通用技术的系统性介

绍，第三代先进压水堆技术AP1000、EPR，以及模块式高温气冷堆技术和第四代核能系统概况等；在可再生能源发电技术方面，包括风能资源评估、新型风电机组总体设计和关键部件制造、风电并网等技术，太阳能热发电及分布式光伏发电技术，以及深层地热和海洋能、潮汐能发电等新技术；在电网技术方面，包括特高压交直流输电技术、750kV超高压输电技术、智能电网技术、大型互联电网的分析和控制技术、电压源型直流输电技术等；还有现代信息通信技术、电力电子技术的新发展和新材料在电力系统中的应用等等。

根据电力科技发展的新趋势，《电百》第三版共设9卷，在第二版8卷的基础上，将《输电与配电卷》更名为《输电与变电卷》、《用电卷》更名为《配电与用电卷》，将《核能及新能源发电卷》拆分为《核能发电卷》和《新能源发电卷》。第三版的条目总数约为6300条，字数约1300万字。条目释文中，中国电力工业的数据一般截至2012年12月，国外电力工业的数据一般截至2011年12月，能源资源等数据以最新公布的为准。

简当为要，是百科全书的特征之一。百科全书是概要记述人类知识的大型工具书。《电百》第三版的释文编纂按照百科体例的编纂要求和“全、精、新、信、达、雅”的撰写质量要求，依据科学性、客观性、概述性、整体性、稳定性、可读性、规范性的百科特点进行修编。全书统一编纂指导思想、框架设计和体例要求，解决内容重复、交叉、矛盾和遗漏等问题。对修编条题，注重其概要性、知识性和逻辑性；对新增条题，博览精收、慎重选材，做到既简且当。同时，各卷都编写了概述性文章（专文）和大事年表。概述性文章是对本卷内容概括性介绍，体现本专业的特点、发展、现状和水平；大事年表是以编年体形式记录具有全局性、标志性、方向性的事情。读者通过概述性文章和大事年表可以对电力技术的发展有全面系统的了解，更加体现了简当为要的要求。

《电百》第三版修编实行主编责任制，编辑委员会组织了既有理论底蕴又有实践经验的1500多位专家、学者参与条目的撰写和审稿，其中卷正副主编和分支正副主编220余位。

《电百》第三版贯彻以科学发展观为指导，谋篇、谋卷、谋书，努力用全面协调可持续发展的观点，分析判断近十年来电力科技领域出现的新事物和新观点，集中反映21世纪初中国电力科技事业蓬勃发展的概貌，展示出其对中国乃至世界电力工业技术发展基本走向的影响。

在《电百》第三版即将付印的时候，我们十分感念那些为“电力百科”开启山林的拓荒者，他们为我们做出了榜样。《电百》第三版继承了第一、二版在知识分类、编辑体例、图表配置、全书条题检索等方面的工作经验和成果，并将前一、二版的双色印刷调整为全彩印刷，将原正16开本调整为大16开本，从而使第三版从内容到版式都有了更大的改进。令我们感到鼓舞的是，《电百》第三版获得了2014年度国家出版基金的资助，入选《2013—2025年国家辞书编纂出版规划》。

我们还要再一次向所有关心、支持和参与本书编纂出版的领导、专家、学者、编辑出版人员表示衷心的感谢！1500多位专家、学者的志愿工作、三年多的智慧和心血，凝结成为今天的鸿篇巨制。电力科学技术在飞速发展，希望《电百》第三版对电力科技工作者和管理人员能够有所裨益，更好地发挥其“没有围墙的大学”的功能。

《中国电力百科全书》编辑委员会

《中国电力百科全书》编　辑　部

2014年5月

第一版前言

经过8年的反复锤炼，《中国电力百科全书》终于脱稿付印，陆续出版了！这是1700多位专家，以高度的政治责任感和历史责任感辛勤耕耘、反复切磋的成果。参加这部百科全书编纂工作的同志大部分是电业部门的专家和著名大学的教授，也有很多电机制造部门的专家，用电电器研究方面的专家，核工业专家，能源专家，环境保护专家等等；他们是各个专业方面的权威人士，大都年事已高，仍不遗余力地以自己毕生的经验，参照大量的国际资料，字斟句酌地推敲每一个条目的释文；他们以满腔热情，努力争取时间，完成了5000多个条目、1000多万字的撰写、审阅、修改工作；在编写过程中有的老专家废寝忘食、带病工作，有的已经谢世。我们以十分崇敬和感激的心情向为本书工作过的专家们致以崇高的敬礼！

《中国电力百科全书》是于1986年8月由原水利电力部科技司、中国电机工程学会、中国水力发电工程学会、原水利电力出版社共同倡议，经原水利电力部部长批准，着手组织编纂的。1987年8月，在北京召开了编辑委员会成立大会，初步确定了分卷方案和条题框架，聘请各卷主编和各分支主编。之后，几经修改，拟定了各卷的条题总表，聘请了撰写和审阅的专家，于1989年着手撰写，先后经过分支的一审、修改，分卷的二审、修改，编委会常务领导小组组织的终审，再由分卷修改正式定稿。

编纂《中国电力百科全书》的目的，在倡议报告中已经指明，是“为了总结我国电力工业生产、建设的经验，介绍当代电力工业最新科学技术成就，迎接电力工业更大规模的发展，满足电力系统广大职工的需要。”当前，我们正在建设规模宏伟的现代化的电力工业，我们正在深入改革开放，经历从高度集中的计划经济到社会主义市场经济的变革，成百万的电业职工迫切需要学习新的技术和新的管理知识。同时，随着我国工农业现代化程度的提高，人民生活电气化程度的普及和提高，社会上对电力知识的需要也日益广泛。为此，本书的编纂，从格式到内容，均以满足电力科学技术人员、各级领导和管理人员、广大电业职工和大专院校电力类专业师生的需要为主，同时照顾到社会上广大读者的需要，力求深入浅出，使具有高中以上文化程度的人均可阅读。

《中国电力百科全书》是中国第一部全面介绍电力科学技术和管理知识的大型专业性百科全书。在编纂过程中，我们学习和借鉴了《中国大百科全书》的编纂经验，同时，也汲取了此前编纂的《中国水利百科全书》的经验。百科全书要求表达人类成熟的知识，要求所表达的知识具有科学性、客观性和稳定性，亦即具有一定的权威性。为此，本书在条题名称的选定和条目释文的概念叙述方面，均力求符合当代国际电业界一般共有的认识，对于某些国内惯用的概念与国外流行的概念不一致的，均分别加以说明。考虑到篇幅浩大，读者所需要的专业内容不一，特将全书按专业分为既有联系又相对独立的8卷，即：综合、电工技术基础、电力系统、火力发电、水力发电、核能及新能源发电、输电与配电、用电。读者可购置全套8卷，也可购置其中任何一卷。每卷条目排印均按

条目首字的汉语拼音顺序排列。为了便于读者按专业查找相关条目，在书首设有按专业知识分类的条目分类目录，在书尾设有3种检索系统，即条目汉字笔画索引、条目外文索引、内容索引。综合卷后还附有外国（国际）电力（能源）组织机构和学术团体译名对照表，以及中国电力工业大事年表。

为了记录近百年来，特别是中华人民共和国成立以来，为中国电业发展做出过重要贡献的人物，为中国电业发展培养了大量科技人才的优秀教师和学者，以及为中国电业的发展提供电力设备的电机、电器、动力设备制造部门的著名专家，共收录了3000多位人物的业绩，编纂了《中国电力人物志》，作为《中国电力百科全书》的附卷单独出版。

以上8卷和附卷中，条目释文中所载的史实和数据大都截止到1990年12月；对1990年12月之后国际时局的变化所引起国家的改变，均未作相应的修改。

本书的编纂和出版，是广大专家集体智慧的结晶和集体工作的成果，一个条目的释文往往经过多位专家多次修改才得以定稿，前后变动很大，甚至重新改写。但是，应该说明，没有第一稿的写出，也改不出最后一稿。所以，一个条目的写定，既是最后执笔者的成果，也是第一稿执笔者的成果。在反复修改过程中，专家们都不固执己见地热烈参与磋商讨论，务求循名责实，考虑全面，得出一个正确的概念，在这方面充分体现了他们对事业的政治责任感和对后代的历史责任感。电力方面的百科全书，在中国这是第一部，在国外，我们也未见先例。因此，尽管我们尽其可能地作了努力，但疏漏与错误之处还不可避免，我们诚恳地希望广大读者和专家给予批评和指正，以期本书再版时订正提高。

再一次向所有关心、支持和参与本书编纂出版的领导、专家、学者、编辑出版人员表示衷心的感谢！

《中国电力百科全书》编辑委员会

《中国电力百科全书》编　辑　部

1994年6月

CHINA ELECTRIC POWER ENCYCLOPEDIA

第二版前言

《中国电力百科全书》（简称《电百》）的编纂工作始于1986年，在国家电力领导部门的重视和社会各界的关注下，全国1700多位专家、学者历时8年终成腋裘，付梓刊行。

《电百》（第一版）条目释文引用的数据和资料基本上截至1990年底。十年来，世界电力工业的状况发生了重大变化。作为目前最清洁和使用最方便的二次能源，电力在推动社会经济进步、提高人民生活质量方面发挥着越来越重要的作用。十年来，电力工业围绕进一步提高能源利用效率和供电可靠性，加强对生态环境的保护从而实现可持续发展，在许多技术领域取得了重大进步。例如，在洁净煤发电技术研究开发与应用方面，已相继建成示范电厂并开始商业运营；大容量、超临界和超超临界压力机组迅速发展，正在成为发达国家火力发电厂的主力机组；广泛采用新技术加强对有害排放物、电磁波、放射性污染的治理；高电压、大容量、远距离交直流输电技术和电力系统理论与技术的继续进展与提高；高效率燃气轮机技术的发展与应用；分散型电、热、冷三联供装置和大幅度提高电力用户终端效率的各种新技术、新装置的相继出现，以及计算机技术和信息网络技术在电力工业中的应用等等，正在明显地改变电力工业的技术状况。与此同时，世界范围内经济的市场化、信息化、全球化正在给电力行业传统的垄断地位和经营方式带来巨大的冲击。随着竞争机制的引入，许多国家的电力管理体制已经或正在经历空前的变革，向着放松管制的商业化、民营化方向发展。

在世界各国电力科学技术发展和管理体制变革的同时，中国电力工业在90年代取得了突飞猛进的发展。从1996年下半年起，全国电力供需基本平衡，结束了持续20多年全国性缺电的局面，基本上适应了国民经济发展和人民生活水平提高对电力的需求。1995年全国电力装机总容量达到2亿kW，年发电量超过10000亿kW·h；1999年全国电力装机总容量达到2.98亿kW，年发电量达到12331亿kW·h；2000年4月，我国的装机容量超过了3亿kW。无论在电力装机容量上还是在发电量上，中国电力都已居世界第二位。到1999年底，已建成和正在建设的100万kW及以上的火电厂、核电厂和水电站已超过100座，其中邹县发电厂240万kW，二滩水电站330万kW。世界最大的水电站、装机容量达1820万kW的三峡水电站已于1994年12月开工建设、1997年11月实现了大江的截流，即将于2003年开始并网发电。继秦山核电厂和广东大亚湾核电厂投产后，广东岭澳核电厂（180万kW）和秦山第二核电厂（120万kW）、秦山第三核电厂（140万kW）及田湾核电厂（200万kW）均已开工建设。风力、地热、太阳能、潮汐等可再生能源发电也得到进一步的发展。全国风力发电装机总容量已达26.7万kW，在中国的西部地区建成了一批小容量试验性的太阳能光伏电站。到90年代末，中国已建成的500kV输电线路约2.29万km，变电容量8012万kV·A；330kV输电线路7949km，变电容量1248万kV·A；220kV输电线路12.18万km，变电容量2.80亿kV·A；同时还进行了大规模的城乡电网建设与改造。目前在全国已形成了7个跨省的大型区域电网和5个独立省网，其中最大的区域电网

华东电网装机容量已达5198.64万kW，最大的省网广东电网装机容量也达到3033.37万kW，全国电网的覆盖率已达到96.4%。中国的电网已进入了跨大区、跨独立省（区）电网互联的阶段，并正在走向全国联网的超高压、高度自动化的现代化电力系统的新阶段。

在过去的10多年里，中国电力工业的管理体制经历了巨大的变化。1988年4月撤销了水利电力部，成立了能源部；1993年3月又撤销能源部，组建电力工业部；1997年成立国家电力公司，1998年电力工业部撤销。按照国务院的改革方案，国家电力公司经营管理授权范围内的国有电力企业，国家经贸委行使管理中国电力工业的政府职能，中国电力企业联合会行使电力行业管理与服务职能。这是中国电力管理体制的重大改革，是中国电力工业由计划经济向市场经济转变的重要标志。

根据电力科学技术在90年代所取得的重大进展、管理体制的变革情况，以及中国国民经济在2000～2010年期间再翻一番和2010年中国电力装机总容量将发展到5亿kW的总目标，为了使《电百》的内容能够反映当前国际和国内电力工业的最新技术和管理水平，适应21世纪前十年我国电力工业发展的需要，进一步满足各级领导干部、电力系统内外的科学技术和管理人员以及广大读者查询、浏览、了解现代电力科学技术和管理知识的需求，中国国家电力公司决定，对《电百》（第一版）进行修订，并于2000年9月起陆续出版《电百》（第二版）。

编纂出版《电百》（第二版）的总原则是：在第一版的基础上对各卷内容删繁就简，增补更新，力求达到精益求精；努力增加最新电力科学技术成就和管理经验的内容，注意解决第一版中存在的问题和不足；使《电百》（第二版）具有时代特征，符合规范要求，开卷有益，查阅方便。

《电百》（第二版）的编纂工作于1998年8月起动。为了使《电百》能以条目的形式汇集和总结电力科学技术和管理知识，真正发挥大型专业性百科全书的作用，我们组织了电力工业各门类的约1100位专家、学者参加了修订、编纂和审稿工作。这些专家怀着满腔热忱、高度责任感和使命感，废寝忘食、夜以继日地工作，以广博的知识和丰富的经验，使《电百》条目的释文尽可能完美地体现其思想和智慧。

《电百》（第二版）仍沿袭第一版的做法，采用按专业分类分卷、各卷条目按汉语拼音字顺编排的出书方式。全书仍分为综合、电工技术基础、电力系统、火力发电、水力发电、核能及新能源发电、输电与配电、用电等8卷，释文共有5400余条目，总字数约1000万字，其中新增条目和经过修改的条目约占全书的70%以上。

尽管我们期待《电百》不仅具有电力科学技术知识的魅力，同时具有文字的魅力和鲜明的时代色彩，尽管我们希望广大读者在阅读与浏览，查询与解惑中能达到充实自己的目的，但书中难免有疏漏和错误之处，恳请读者批评指正，以期再版时订正。

谨向所有关心、支持和参与本书编纂出版的领导、专家、学者、编辑出版人员表示衷心的感谢，是他们卓有成效的努力使本书为广大读者营造了一个开卷有益的氛围，使本书以气势恢宏的构架、翔实丰富的内容、精辟练达的文字、生动具体的彩色插图导引读者漫游电力科技知识的海洋。

《中国电力百科全书》编辑委员会
《中国电力百科全书》编　辑　部
2000年9月

凡　　例

一、编　　排

1. 全书按专业知识领域分为综合、电工技术基础、电力系统、火力发电、水力发电、核能发电、新能源发电、输电与变电、配电与用电等9卷出版。

2. 各卷按前言（包括全书第三版前言、第一版前言、第二版前言），凡例，概述性文章，本卷第一、二版前言，条目分类目录、正文、大事年表、条目标题汉字笔画索引、条目标题外文索引、内容索引、插图索引、附录等编排。

3. 全书的主体是条目。条目既是基本知识单元，也是基本寻检单元。条目由条目标题（条题）、释文和相应的图片、表格、参考书目等组成。

4. 全书条目按条目标题的汉语拼音字母顺序并辅以汉字笔画、起笔笔形顺序排列。同音时按汉字笔画由少到多的顺序排列，笔画数相同的按起笔笔形一（横）、丨（竖）、丿（撇）、丶（点）、乛（折，包括 ㇆ ㇄ ㇛ 等）的顺序排列。第一字相同时，按第二字，余类推。条目标题以罗马数字、阿拉伯数字、拉丁字母、斯拉夫字母和希腊字母开头的，按习惯发音依次排在汉语拼音相应字母部的前部。

5. 各卷在条目分类目录之前均有一篇介绍本卷内容的概述性文章。概述性文章从宏观上展现本卷的形象，且把本卷组成一个有机的整体，对本卷的条目起到统领作用，成为本卷的纲要。概述性文章介绍了本卷的专业特点、内容范围、历史发展和现状等内容，以帮助读者对本卷有概略而全面的了解。

6. 各卷均列条目分类目录，供读者按学科知识体系查检所需要的条目。为了保证各分支体系的完整性，有少数条目在不同分支目录里重复出现。条目分类目录还反映出条目间的系统性、层次性，例如：

核聚变实验装置
　磁约束装置
　　托卡马克装置
　　仿星器
　惯性约束装置
　　激光驱动核聚变
核聚变能发电

7. 为保持知识体系的完整性和便于读者查阅，内容完全相同的条目，可以重复出现在不同卷。对卷间交叉的知识主题，条目列在以学科知识内容为主的卷中，在其他卷中则通过条目标题加以区别。

二、条　目　标　题

8. 条目标题由词或词组组成，例如“核素”“放射性”“稳压器”；“纵深防御原则”“辐射防护评价”。

9. 条目标题一般由汉语标题和与汉语标题相对应的汉语拼音、外文三部分组成。例如：

anquan fenxi baogao

安全分析报告 （safety analysis report）

个别无通用译名的纯属中国内容的条目标题则不附外文。条目标题有多个对应外文的，中间用分号（；）隔开。

三、释　文

10. 条目释文使用规范化的现代汉语书面语言。条目释文开始一般不重复条目标题。

11. 条目释文较长时，设置层次标题。

12. 条目内容涉及其他条目并需由其他条目的释文补充的，采用“参见”的方式。所参见的条目标题在释文中出现的，用楷体字排印，例如“核能发电最广泛的运用形式是*压水堆核电厂*”。所参见的条目标题未在释文中出现的，则另用括号加“见”标出，例如“反应堆临界计算常用的方法有连续慢化理论（见*中子慢化*）和分群扩散理论（见*反应堆物理计算*）”。全条与其他条目密切相关时，参见放在释文末尾，另行起写“见×××。”，不加括号。

13. 条目释文中出现的外国人名，第一次出现时在姓（汉译）前均加有外文名的缩写（即名的第一个字母），并在括号内附对应外文，例如 I. 牛顿（Isaac Newton 或 I. Newton）。外国地名一般不附原文，个别生僻无标准译名的则在第一次出现时用括号附原文。

四、插　图

14. 条目释文中配有必要插图，均随文编排。

15. 插图一般与释文相呼应。只有一个插图时，不编号。

16. 插图附有图题、图注等说明性文字。

五、参考书目

17. 部分条目释文后附有参考书目，供读者选读。

六、索　引

18. 各卷正文后均附有全部条目标题的汉字笔画索引、条目标题的外文索引，以及按音序编排的内容索引和插图索引。

七、其　他

19. 全书所用科技名词术语以全国科学技术名词审定委员会审定的为准，未经审定和尚未统一的，从习惯。地名以中国地名委员会审定的为准。

20. 全书所用汉字除必须用繁体字的以外，一律使用国务院 2013 年 6 月公布的由教育部、国家语言文字工作委员会制定的《通用规范汉字表》所列的汉字。

21. 全书数字的使用，均执行 GB/T 15835—2011《出版物上数字用法》。

22. 全书所用计量单位，除引用经验公式或涉及实验数据的精度难以改变，以及历史上所用的某些单位外，一律采用中华人民共和国法定计量单位。在表达量值时采用单位的国际符号。

23. 全书所列中国统计数据，一般未包含台湾省和香港、澳门特别行政区数据。

让核能更安全高效地为人类造福

丁中智　张禄庆

全球化石燃料资源的储量是非常有限的，迫切需要在21世纪变革能源供给和使用模式，减少温室气体和有害物质排放，确保人类与生态环境和谐共存，实现可持续发展。核能，是许多国家加强能源安全，减少化石能源消耗以及缓解气候变化影响的重要选择。当前利用核能的主要方式是通过传统的给水-蒸汽循环来发电、推动船舶和提供工业及采暖用热。核能发电在应对世界性能源危机，保护环境，促进人类社会和自然和谐、可持续发展方面具有独特的作用。核电厂运行不排放二氧化碳，也不产生二氧化硫和氮氧化物，有助于减轻温室效应和酸雨、烟尘对环境的污染，促进低碳经济发展。核电厂用过的乏燃料经后处理回收其中有用的**铀**和**钚**后，形成的高水平放射性废物量与体积均很有限，完全能经过**核嬗变**进行处理，实现与生物圈的长期封闭与隔离处置。一台百万千瓦级核电机组每年换料仅需30t左右的核燃料，有效缓解电煤的运输压力，并节省大量宝贵的化工原料。核电设备国产化将带动冶金、材料、机电仪等众多行业的技术进步与升级换代，推动经济发展。同时，我们也应当清醒地认识到，安全与经济是核电发展不可或缺的两大支柱。在确保核安全的前提下，进一步提高核电的经济竞争性，是全球核电界共同面临的巨大挑战。

核能的发现和最初利用

20世纪物理学对人类社会影响最大的发明莫过于**核能**的发现和利用。1896年，法国物理学家A. H. 贝可勒尔（Antoine Henri Becquerel）发现铀盐能使包在黑纸里的照相底片曝光。后来，将这种自发发出看不见射线的现象称作“**放射性**”。科学家开始从事放射性衰变规律和射线性质的探索研究，并利用射线来研究**原子核**。为了研究放射性对人体健康的影响和促进辐射防护科学发展，1928年成立了一个公益性民间团体——**国际放射防护委员会**（ICRP），专门在辐射防护各个方面提出建议书和导则。1939年，德国科学家O. 哈恩（Otto Hahn）和F. 施特拉斯曼（Fritz Strassmann）在用中子轰击铀原子核的实验中发现核的裂变，后来证明核裂变现象能释放巨大能量。1939年春，法国科学家F. 约里奥-居里（Frederic Joliot-Curie）和在美国的意大利科学家E. 费米（Enrico Fermi）先后证明，铀核在分裂过程中放出2～3个中子，从而确定了自持**链式裂变反应**的可能性。1942年E. 费米（Enrico Fermi）在美国芝加哥大学体育馆的看台下建成了世界上第一座用大量插有天然铀棒的石墨块堆砌起来的装置，第一次实现了人工自持链式裂变反应，这标志着人类掌握核能的开端，这种装置也因此而得名为“反应堆”或简称为“堆”。至今为止，各种类型的**反应堆**均利用重核裂变释放核能，称为裂变反应堆。

当时，世界正处于第二次世界大战期间。科学家们的重大发现立即受到美国总统罗斯

福的高度重视和支持，专门制定了极度保密的“曼哈顿计划”，加紧研制原子弹，并率先研制成功采用铀、钚重核作原料的原子弹。1945年8月，美国在日本的广岛和长崎各投掷了一颗原子弹。美国后来又率先研制出氢弹和核潜艇。苏联、英国和法国也相继研制成功核武器和核潜艇。从那时起，“核”就被人们视为充满神秘和危险的领域。

从20世纪50年代初开始，美国在确保军用核动力技术领先优势的前提下，倡议“铸剑为犁”，将潜艇核动力技术与火电厂蒸汽动力的成熟技术结合起来，研制首批核电厂。英法两国也在军用钚生产堆的基础上，研发成功采用天然铀为燃料、二氧化碳做冷却剂的**石墨气冷堆核电厂**。苏联则在本国的生产堆和核潜艇技术基础上，开发出自成体系的石墨水冷堆和压水堆核电厂。这种军用核技术向民用核技术的转化利用，开创了核能和平利用的新纪元。

世界核电发展60年回眸

1951年12月，美国实验增殖堆1号（EBR-1）首次利用核能发电；1954年6月，苏联第一座核电厂首次向电网送电。至今，世界核电前后经历了验证示范、高速发展、滞缓发展和发展复苏等四个阶段。截至2012年12月，全世界投运商用核电机组共435台，总装机容量约为3.74亿kW。在建核电机组66台，装机容量为6547.9万kW，全球核能发电量占全球总发电量的13.5%。

核电验证示范阶段　从20世纪50年代初开始，美国、英国、法国和苏联在军用生产堆和潜艇核动力技术基础上，结合火电厂蒸汽动力的成熟技术，建成了一批核电厂，主要目的是验证核电的技术与工程可行性。这批功率较小的原型/示范堆核电厂采用的技术被称为第一代核电技术。美国于1957年12月建成希平港压水堆核电厂，于1960年7月建成德累斯顿沸水堆核电厂。英国于1956年10月建成卡德霍尔产钚、发电两用的石墨气冷堆核电厂。苏联于1954年建成奥布宁斯克（APS-1）压力管式石墨水冷堆核电厂后，于1964年建成新沃罗涅兹压水堆核电厂。加拿大于1962年建成使用天然铀的第一代重水堆（NPD）示范核电厂。

当时人们对可能想到的堆型概念均进行了试验研究。而源自于核潜艇动力技术的压水堆（PWR）采用在反应堆工作压力（15.5MPa）下保持液态的去离子水，作为冷却剂流经反应堆堆芯，带出核燃料裂变释放的热量，并在流经蒸汽发生器时将热量传给传热管外的二回路水，使之变为蒸汽，去驱动汽轮发电机组发电。降温后的冷却剂由主泵送回堆芯，构成一回路循环。在汽轮机做功后的乏蒸汽在主凝汽器内被冷凝成水，经逐级加热并由给水泵送回蒸汽发生器二次侧，形成封闭的二回路循环。由泵驱动的三回路冷却水使主凝汽器中乏蒸汽冷凝，并将其废热带到最终热阱。压水堆具有功率密度高、结构紧凑、安全易控、技术成熟、造价和发电成本较低等特点。正常运行时，向环境排放的放射性远低于许可限值，因此它是国际上最广泛采用的商用核电厂，占全世界运行核电总装机容量的65%以上。典型压水堆核电厂工作原理见图1。由于水的

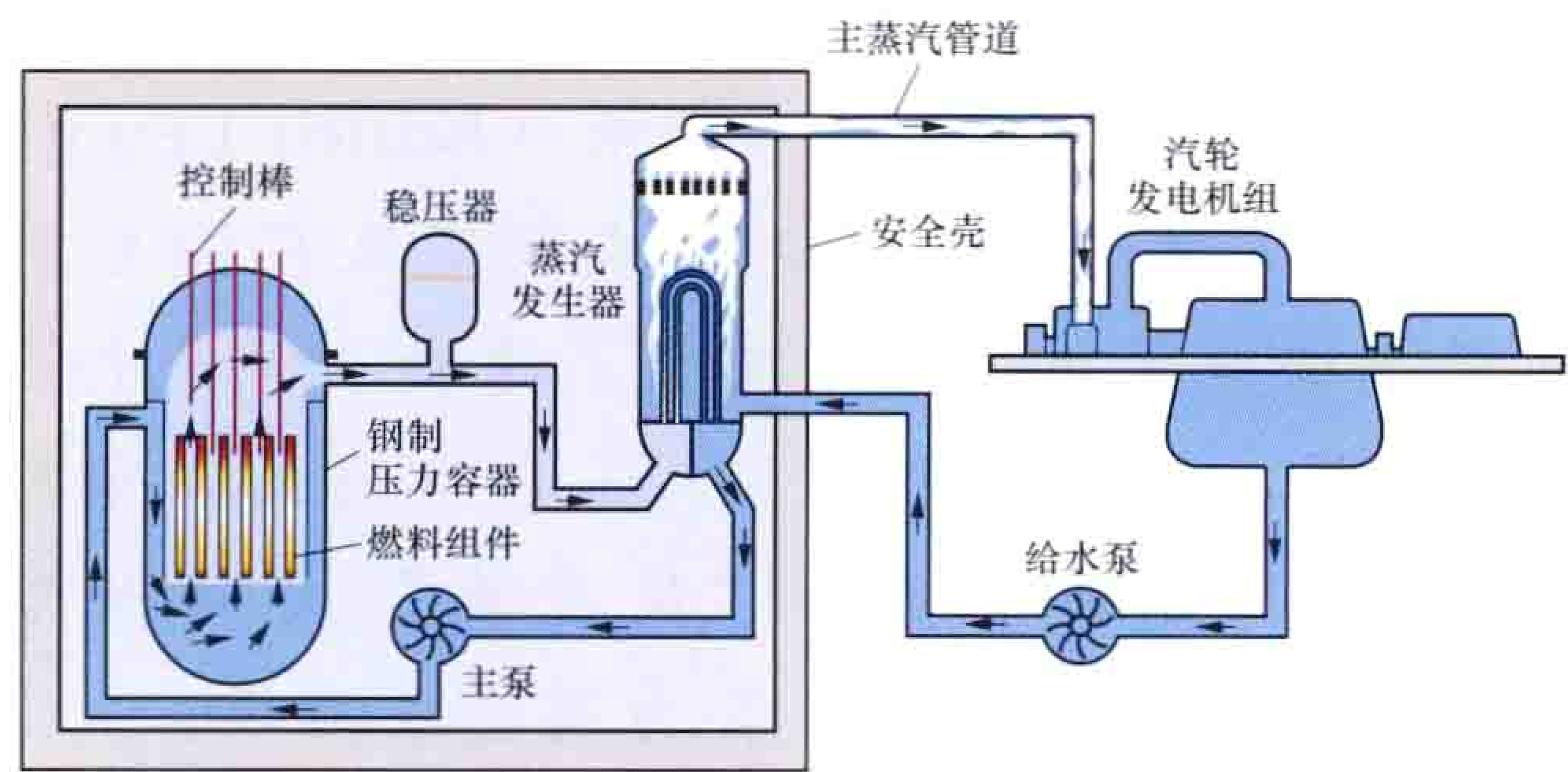


图1　典型压水堆核电厂工作原理示意图

中子吸收损失较大，轻水堆需使用低富集铀燃料。另一种使用也较广泛的轻水堆，因冷却剂在堆内沸腾直接产生蒸汽而得名沸水堆（BWR）。

为了加速和扩大原子能对全世界和平、健康和繁荣的贡献，并尽其所能确保由其提供的援助不致用于推进任何军事目的，**国际原子能机构**（IAEA），作为联合国系统内的一个专门机构，于1957年7月29日正式成立，总部设在奥地利首都维也纳。IAEA是世界政府间关于促进核领域科学技术合作和核技术和平利用以及关于对民用核设施实施核保障监督的国际机构。截至2012年2月，该机构共有153个成员国。1984年中国正式恢复在IAEA的合法地位。国际放射防护委员会（ICRP）从20世纪50年代末开始出版系列出版物，这些建议书实际上已成为有关国际组织和有关国家制定辐射防护标准的基础。ICRP客观上已成为一个有关放射防护的权威机构。**联合国原子辐射影响科学委员会**（UNSCEAR）是联合国下属的一个委员会，由联合国大会在1955年决定成立。委员会共有包括中国在内的成员国27个。现在UNSCEAR已成为审议和评价电离辐射水平和健康危害的主要国际科学团体，各国均把UNSCEAR报告作为辐射水平和**辐射生物效应**方面的权威著作加以引用。

核电高速发展阶段 20世纪60年代末、70年代初，各工业发达国家经济处于上升时期，电力需求迅速增长。各国出于对化石燃料资源供应的担心，寄希望于核电。1973年，第一次石油危机使油价飞涨，而当时美国的轻水堆技术已相当成熟，这促成了世界核电建设的高潮，并逐步实现了商用化、标准化、系列化。批量化的大型核电机组成为世界投运核电厂的主力。鉴于美国轻水堆技术优良的安全性和经济竞争力，法国、联邦德国和日本放弃原来的气冷堆技术路线，转而引进美国的轻水堆技术，并进而通过技术自主化和设备制造本土化实现庞大的核电发展规划。一些发展中国家，如印度、阿根廷、巴西等，则以购买成套设备的方式开始进行核电厂建设。这段时期商用核电厂采用的技术被称为第二代核电技术。堆型除西方的压水堆和沸水堆、苏联的压水堆和石墨沸水堆外，还有加拿大的压力管重水堆、英国的改进型石墨气冷堆等。随着**核能发电**技术的进步，各种堆型均发展出为数众多的不同机型。

为保证核能和平利用，防止核武器扩散，《**不扩散核武器条约**》于1968年7月1日在伦敦、莫斯科和华盛顿开放供签署，1970年3月5日生效。截至2012年6月，共有包括中国在内的203个缔约国。该条约是国际防止核武器扩散体系的法律基础，也是最具普遍性的国际条约。其次是保护核材料运输安全的《**核材料实物保护公约**》，于1980年3月3日在维也纳国际原子能机构总部和纽约联合国总部开放供签署，1987年2月8日生效。截至2010年9月底，共有包括中国在内的145个缔约国。该公约的实质意义在于防止非政府的核扩散行为，是对《不扩散核武器条约》的补充。

核电滞缓发展阶段 1979年，世界发生了第二次石油危机，各国经济发展速度急剧减缓，加上大规模的节能措施和产业结构调整，许多新的核电厂建设项目被停止或推迟，订货合同被取消。1979年3月，美国发生了**三里岛核电厂事故**，对世界核电的发展产生了重大影响。为保证核电的安全性，美国在三里岛核电厂事故后所采取的提高安全性的措施，使核电厂建设工期拖长，投资增加，核电厂的经济竞争力下降，多种因素阻滞了核电的继续发展。1986年4月，苏联发生了**切尔诺贝利核电厂事故**，使世界核电发展跌至谷底。

为了使世界核电重新走上复苏的道路，三里岛核电厂事故后，美国所有的电力公司和一些国外同行组建了**美国核动力运行研究院**（INPO），在提高核电厂运行管理和核电厂设备安全可靠性方面进行了大量卓有成效的工作。美国投运核电厂的运行安全可靠性有了长足的进步。1989 年 5 月，全世界核电营运单位参加的**世界核电运营者协会**（WANO）在莫斯科正式成立，对加强和促进核电营运者之间的经验反馈和技术交流起到了很好的作用，增强了政府与公众对投运核电机组安全的信心。世界上正在运行的二代核电机组通过 20 多年持续不断的整改，都已经进化为二代改进型技术。另外，从 20 世纪 80 年代末、90 年代初开始，各核工业发达国家积极着手制订以更安全、更经济为目标的设计标准规范。美国率先制订了**先进轻水堆**的《电力公司要求文件》（URD），西欧国家制订了《欧洲电力公司要求》（EUR）。人们将符合 URD 或 EUR 要求的先进核电技术称为第三代核电技术，其最大特色是设置了较完备的预防和缓解严重事故后果的措施，设计安全性能有明显提高。切尔诺贝利核电厂事故后，为减轻核事故后果，国际上又相继签订了《**及早通报核事故公约**》《**核事故或辐射紧急情况援助公约**》《修正〈核损害民事责任 1963 年维也纳公约〉议定书》及《核损害补充赔偿公约》等。

核电发展复苏阶段 2000 年以后，由于化石能源价格的上涨，加上温室气体排放和环保压力日益增大，核电再次受到多数国家的关注，世界各国特别是新兴发展中国家开始将核能视为保障能源供应的重要选择。特别是中国、俄罗斯、印度和韩国等都在实施庞大的核电发展规划。

20 世纪 90 年代，第三代核电机型开始进入世界核电市场，美国 GE 公司与日本东芝、日立公司合作开发的先进沸水堆（ABWR）是目前唯一已取得良好运行业绩的三代沸水堆机型，还有 4 台 ABWR 机组在建。21 世纪初进入核电市场的压水堆机型有美国西屋公司的先进非能动安全压水堆（AP1000）、法国阿海珐和德国西门子公司联合开发出的欧洲压水堆（EPR）。此外，属于第三代压水堆技术的还有：日本三菱公司开发的 $APWR^{+}$、韩国电力工程公司开发的 APR1400，以及俄罗斯研发的 AES2006 等。另有一些三代核电新机型正在研发、验证之中。

2011 年 3 月，日本发生**福岛核电厂事故**后，世界核电再次受到严重影响。各国政府和公众更加关注并采取实际措施加强核电的安全性。多数国家与公众仍然客观地认为，核能是许多国家加强能源安全，降低化石燃料价格波动的影响以及缓解气候变化效应的一个重要选项。作为一种稳定的基荷电力来源，核能可为包括可再生能源在内的其他能源提供有效的补充。到 2012 年底，世界商用核电厂已积累了 13 000 多堆·年的运行经验。核能发电为保障人类社会发展必须的电力供应，做出了巨大贡献。但是，没有一种能源不存在缺点。在世界核电发展至今 60 多年的历史中，共发生过三次严重事故——美国三里岛核电厂事故、苏联切尔诺贝利核电厂事故和日本福岛核电厂事故。每次事故的发生均使各国公众对核电的接受心理受到一定的打击，世界核电的发展也因此受到一时的挫折。人们拒绝核事故，但理性思考之后，大多数国家的政府和公众仍得出“核电是一种明智的选择”的结论。正是在这种信念的支持和激励下，世界核电界才不断地从严重事故中吸取经验教训，持之以恒地加以改进创新，核电的安全性持续提高。同时，我们将更加强化核电知识的科普宣传，逐步恢复和增强公众对核电的信心。

中国核电发展历程

经过50多年的不懈努力，中国初步建立起了较完整的核电技术体系，成为一个核电大国。截至2012年12月，中国大陆共有15台商业运行核电机组，装机容量为1253.82万kW，约占全国发电装机总容量的1.1%。核电年发电量为983.17亿kW·h，占全国总发电量的1.97%。台湾省有3座核电厂，6台机组在运行，总装机容量为514.4万kW。中国大陆在建核电机组共30台，装机容量为3267.1万kW；世界在建核电机组共66台，总装机容量为6547.9万kW。中国在建核电机组占世界的45.5%，在建核电装机容量占世界在建核电装机容量的49.9%，是在建核电规模最大的国家。中国核电事业的发展大致经历了技术准备、工程起步、适度发展和积极发展四个阶段。

技术准备阶段 1955年4月，中苏两国政府签订了苏联援助中国开展原子能科学研究协议。随后，中国决定发展原子能工业，首先从铀矿地质勘探和核科学研究着手。1958年7月1日，中国第二机械工业部和中国科学院共同决定，正式成立中国科学院原子能科学研究所，开展了有关基础科学研究，同年9月27日，苏联援建的重水研究堆和回旋加速器在该所落成。1970年2月8日，中国决定大陆首座核电厂选址在浙江秦山，并先后开展了400余项科研试验，为核电厂顺利建设打下基础。

工程起步阶段 1983年3月，根据国务院指示召开的核电技术政策研讨会讨论决定，中国核电采用压水堆技术路线，此后这条技术路线一直得到很好的遵循。秦山核电厂是中国自主设计、自主建造的第一座原型堆核电厂，设计电功率为30万kW。1985年动工，1991年并网发电，从此结束了我国大陆无核电的历史（秦山核电厂全景见图2）。大亚湾核电厂工程是中港合资引进法国M310机型，在大陆建设的2台90万kW商用压水堆核电项目。工程由国外承包商负总的技术责任，中方技术人员参与工程建设管理，中方建筑安装公司分担土建施工和部分安装，所有设备均为进口。1987年开工，1994年建成并网。


图2 秦山核电厂全景

中国大陆核电工程起步之时，世界核电二代技术已相当成熟，许多经验教训已在业内同行中得到很好的反馈。利用这种后发优势，大陆核电的工程建设避免了不少系统设备设计、材料选择和施工工艺方面的失误。通过秦山核电厂和大亚湾大型商用核电厂的建设，中国核科技人员和参建单位，在商用核电机组的工程设计、建设施工、质量保证、运营管理等方面的能力与水平均取得了长足的进步，形成了中国自己的核电工程设计研发技术队伍：北京核工程研究设计院、中国核动力研究设计院和上海核工程研究设计院。核电工程大型关键设备的自主研发制造开始起步，为后续核电建设打下了坚实的基础。根据美国核电界经验，第二机械工业部在核电工程开工前设立核动力运行研究所，专门从事核电厂操纵人员考核取证、全范围模拟机研制、运行经验反馈、机组在役检查、质量保证和质量控制等相关技术支持，并从第一批核电机组建设开始就发挥了很好的作用。所有这些有利因素，促使中国投运核电机

组的运行业绩一直处于世界中值以上水平，从未发生过国际核事件分级表2级以上的事件。

适度发展阶段 “九五”期间，中国确立了“适度发展核电”的方针，共开工建设了秦山第二核电厂、广东岭澳核电厂、秦山第三核电厂和江苏田湾核电厂4个核电项目，共8台机组，装机容量为660万kW。其中，**秦山第二核电厂**是以大亚湾核电厂为参考，由中方自主设计、外方专家咨询完成的两环路2×65万kW商用压水堆核电机组，工程建设、管理、调试、运行全部由中国负责，设备国产化率达60%左右；广东岭澳核电厂主设备及重要辅助系统基本上沿用大亚湾机组设备选型，加上52项重要技术改进，整体国产化率达到30%；**秦山第三核电厂**则是以购买容量为目的，引进加拿大的2台CANDU 6型重水堆机组，单机额定功率为72.8万kW；江苏**田湾核电厂**引进2台俄罗斯的106万kW机组，该核电厂采用了数字化仪表控制系统、双层安全壳、4个独立的安全系列和收集严重事故下堆芯熔融物的堆芯捕集器等先进设计。在此期间，通过技术转让，中国已掌握了以上几种堆型燃料组件的制造技术，实现了制造本土化。

积极发展阶段 21世纪初，中国实行积极发展核电的政策。国务院于2007年10月正式发布的中国第一部《核电中长期发展规划（2005～2020年）》，明确了核电发展目标：到2020年，中国大陆核电装机容量将达到4000万kW，同时在建容量为1800万kW。2012年10月，核电发展目标被调整为：到2020年建成5800万kW，在建3000万kW。从2005年底以来，国家先后核准了辽宁红沿河、福建宁德、福建福清、广东阳江、浙江方家山、浙江三门、山东海阳（海阳AP1000核电厂规划效果见图3）、广东台山、海南昌江、广西防城港等13个核电项目，共34台机组（容量为3702万kW）。全国共7个省（区）开工建设了30台核电机组（容量为3267.1万kW）。美法两国开发的AP1000和EPR三代机型均获准在中国开建。

中国一直坚持对先进核电技术的跟踪和创新研发。在引进的AP1000技术基础上开发的CAP1400机型的研发已列入国家大型商用压水堆核电厂示范工程。作为国家核电重大专项示范工程之一的世界第一座20万kW模块式球床高温气冷堆核电厂已于2012年底在山东石岛湾开工建造。大型乏燃料后处理示范工程正在有序推进，我国自主研发的三代先进压水堆机型也正在研发验证之中。1992年，国务院确定在中国建造一座热功率6.5万kW、电功率2万kW的快中子实验堆。该堆于2000年5月30日开工，2010年7月21日反应堆首次临界，2011年7月21日并网发电，通过国家验收。


图3 海阳AP1000核电厂规划效果图

核安全及其监管

核电厂与其他类型电厂的最显著的不同在于：核燃料裂变释放核能的同时，产生总共300多种放射性裂变碎片及其衰变产物。一座百万千瓦核电反应堆内的放射性可高达10^{20}Bq。核反应堆运行时释放出巨大的能量，即使停堆后仍会持续释放出可观的衰变热，

如不能有效地带走反应堆的热量，可能导致燃料元件和反应堆冷却剂压力边界的损坏，最终可能导致放射性物质的外泄，酿成核事故。

国际核安全及其监管的普适要求 核电厂应确保达到和维持适宜的可预防事故或减缓事故后果，且不发生不适当的核辐射危害的运行状态。核电界对于核电安全基本原则的理解有个逐步深化的过程。在核电发展初期，就提出了以设计保守性和设备可靠性为中心的纵深防御原则。三里岛核电厂事故和切尔诺贝利核电厂事故后，1988年国际原子能机构国际核安全咨询组提出了《核电厂基本安全原则》。在对核安全重要性、安全目标和安全原则达成广泛共识的基础上，1994年签订了《核安全公约》。2007年，国际原子能机构、联合国环境规划署、世界卫生组织等9个国际组织共同倡议编写了《核安全基本原则》，提出10项具有普适性、必须遵循的核安全基本原则。对核安全基本原则内容的分析研究可以看出，它们纵向贯彻于国际、国家、核安全管理和核安全技术四个层面，在横向则贯彻于核设施和核活动的始终，形成了对核安全全方位、全时空的监管与控制。

在国际层面，鉴于核安全对国际社会的重要性、核设施事故有超越国界影响的可能性，国际《核安全公约》重申，核安全的责任由对核设施有管辖权的国家承担；缔约国要履行《核材料实物保护公约》《及早通报核事故公约》及《核事故或辐射紧急情况援助公约》所规定的义务。

在国家层面，政府必须确立安全优先的方针和核安全目标，制定相应的有关核能、核安全、核安保和核保障、辐射安全和环境保护的政策策略，把安全事务放在优先地位，履行国际公约的义务，以及建立相应组织的协调机制。必须建立和维持核安全法律、法规和标准体系，负责制定核安全法规和建立**核安全许可证制度**，为核安全国家监管提供法律基础。必须建立**核安全监管机构**，依法赋予独立行使核安全监管职权和能力。立法必须确定核安全的首要责任由核设施营运组织承担；其他设计、制造、建造、供应、运输组织也承担相应的安全责任。核安全监管必须保证核设施和活动的合理性、防护的最优化和限制对个人造成的危害。必须做出一切实际努力，培养核**安全文化**，防止核事故或辐射事故。必须建立有效的中央和地方的核（辐射）事故应急响应机制，尽力减轻核事故后果。

在核安全管理层面，核设施或核活动营运单位依法对所营运的核设施承担首要的安全责任，负责申请和持有核安全许可证，实施核安全管理，保证核设施的安全。

在核安全技术层面，核安全的目标是在核设施内建立和维持有效的防御辐射危害的措施，以保护个人、社会和环境免受损害。这种有效防御的技术基础就是纵深防御原则。一是核设施的设计和运行必须贯彻纵深防御原则，使其具有多重保障和多层次的保护，以防止放射性物质的释放，并保证可能导致严重放射性后果的各种失效或综合失效的发生概率极低，事故后果可得到减缓。二是核电厂（反应堆）安全运行必须保证控制反应性、保持堆芯冷却、放射性物质包容于适当的屏障之内。在核电厂中设置多道裂变产物的实体屏障（如燃料元件包壳、一回路压力边界、安全壳等），以及纵深防御多层安全保护措施，以保证安全。即使一种手段失效，也将得到补偿或纠正，而不致危及工作人员、公众和环境。

中国核安全监管实践 中国自核工业发展伊始，就十分重视核安全，坚持贯彻“安

全第一、质量第一”的方针。1984年12月，国务院批准成立**国家核安全局**。国家核安全局的主要职责是：承担核安全、环境辐射监测、放射性废物管理工作，拟定有关方针、政策和法规；参与核事故、辐射环境事故应急工作，对核设施安全、核电磁辐射、核技术应用、伴有放射性矿产资源开发利用中的污染防治实行统一监督管理；对核材料的管制和核承压设备实施安全监督；承担有关国际公约和双边合作协定实施工作。1986年国家核安全局以国际原子能机构的系列出版物为蓝本，并参考了核电先进国家的经验，颁发了第一批核安全法规，至今已建立了一整套与国际接轨、经修订完善适应当前核电发展的核安全法规标准体系，为依法监管奠定基础。

中国**核安全法律法规**体系，可分为法律、行政法规、部门规章、安全导则和技术文件五大类，有关核安全的国家标准或行业标准规范通常也视为核安全法规体系的重要补充。中国与核安全相关的主要法律有《放射性污染防治法》《环境保护法》等；与核安全相关的主要行政法规有《民用核设施安全监督管理条例》《核材料管制条例》《核电厂核事故应急管理条例》《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》《民用核安全设备监督管理条例》《放射性物品运输安全管理条例》《放射性废物安全管理条例》等。此外，国家核安全局参考国际原子能机构的有关安全标准文件，编制发布了一系列部门规章、安全导则，并及时修订。其中部门规章主要包括《核电厂选址安全规定》《核电厂设计安全规定》《核电厂运行安全规定》《核电厂质量保证安全规定》《放射性废物监督管理规定》《民用核燃料循环设施安全规定》等。在上述核安全法律法规体系的框架范围内，国家核安全局依法实行严格的核安全国家监管，包括实行核安全许可证制度、营运单位安全责任制度和实施独立、有效的核安全监督、检查与执法等。

国家核安全监管机构通过审批、颁发和管理核安全许可证（是国家核安全监管机构批准或认可申请单位或个人可以从事与核安全相关活动的正式文件），对核设施、核活动、核材料进行监督管理。

日本福岛核电厂事故后，国务院立即部署对全国所有投运和在建的民用核设施开展综合安全检查。在历经9个月的检查后公布了《关于全国民用核设施综合安全检查情况的报告》。报告认为：中国在核电厂设计、建造和运行方面较好地吸收了国际成熟经验，机组安全业绩良好；在建机组具有较高的安全水平；中国核设施厂址发生类似日本福岛核电厂事故的可能性极小；各核设施的放射性流出物排放远低于国家规定标准，核设施周边的辐射水平保持在天然本底涨落范围之内。在综合检查的基础上，国家核安全局制定了《福岛核事故后核电厂改进行动通用要求》，提出了8个方面的改进要求，由核设施单位贯彻实施。此外，制定了《核安全与放射性防治“十二五”规划》。2012年10月，中国通过《核电安全规划2015～2020》和《核电中长期发展规划2011～2020》。

核电厂建设运行阶段的核安全及其监管　核电厂的建设、运行与退役各个阶段，核电厂建设及运营单位必须按照核安全法规的要求，适时申领相关许可证，接受监管。核电厂建设运行阶段应严格贯彻纵深防御原则，以保证所有活动都置于重叠措施的防御之下。

在进行**核电厂厂址选择**时，首先要从核安全的角度考虑，包括**地质**灾害、海啸洪水、极端气象、人为事件、大气弥散条件、**人口分布**特征、应急计划实施的可行性等因素，

确保核电厂在其寿期内安全运行，并确保公众和环境在正常运行和事故工况下仅受到可能尽量低的放射性引起的辐射影响。此外，技术、经济、社会和文化等也是影响厂址选择的重要因素。**核电厂营运单位**应向环境保护部（国家核安全局）提交核电厂可行性研究阶段的厂址**安全分析报告和环境影响报告书**，环境保护部（国家核安全局）审评通过后，颁发核电厂厂址选择审查意见书和核电厂环境影响报告批准书。在项目获得国家核准后，由具有规定资质的工程设计单位根据厂址具体条件、国家核安全局颁布的《核电厂设计安全规定》和相关导则、规范标准，以及业主的设计任务书，编制实施许可证申请、设备采购与制造、建筑、安装、调试和运行等活动所需的各类设计文件。核电厂压力容器、蒸汽发生器、反应堆冷却剂泵、汽轮发电机组等主设备制造质量要求十分严格，需通过资格评价和招投标选择已获得国家核安全监管机构颁发生产许可证的合格供应商。派遣有工作经验和相关资质的人员驻厂，对设备设计与制造进度及其质量控制进行监督、检查和验收。

在建设施工阶段，核电厂业主单位向环境保护部（国家核安全局）提交核电厂建造许可证申请书，并包括核电厂初步安全分析报告、核电厂环境影响报告书（建造阶段）和核电厂质量保证大纲（建造阶段）等附件，审评通过并获得核电厂建造许可证后方可开始浇筑核岛混凝土。核电厂建设通常由专业化的工程公司负责承建，工程项目管理的核心是要使工程质量、进度、投资处于受控状态，实现**工程质量控制**、**工程进度控制**、**工程投资控制**的三大控制目标。建筑与安装施工一般分包给已获取国家核安全监管部门许可证书的施工单位。

核电厂调试与常规电厂调试最大的差别在于，核电厂建设单位必须事先向国家核安全监管机构递交核电厂调试大纲、**调试质量保证大纲**、应急计划和最终安全分析报告等申请首次装料文件，得到其颁发的装料批准书后方可装入核燃料，转到涉及带核运行的热试阶段。持操纵员执照或高级操纵员执照的人员方可操纵核电厂反应堆控制系统，持高级操纵员执照的人员方可指导他人操纵核电厂反应堆控制系统。营运单位必须事先配置足够数量的合格运行人员。

在核电厂试运行一年后，营运单位应向环境保护部（国家核安全局）提交修订的最终安全分析报告和其他有关附件等运行许可证申请文件，在审评通过并获发核电厂运行许可证后，即可正式商业运行。核电厂营运单位必须持有国家核安全部门许可证（执照），对核电厂安全运行负有全面的责任。核电厂营运单位的组织机构和生产管理除必须遵守一般发电企业的基本准则之外，还必须遵守国家核安全部门颁布的核安全相关法规，以确保核电厂的安全特别是核安全功能得到切实的组织保障。对核电厂所有状态，核电厂营运单位均需事先制定正式的运行规程，作为操作人员的唯一合法依据。核电厂尤其应制定严重事故处理导则与应急计划，提高应对严重事故的能力，在假设发生严重事故的情况下，能将对公众和环境的影响减至最低。由于放射性和安全要求，**核电厂维修**的特点是：反应堆厂房内核安全相关设备的维修必须在停堆换料期间进行；这些设备在维修前必须去污，并采取相应的**辐射屏蔽**和工作限时措施，或使用远距离自动检查与修理工具等，以保护维修人员免受过量放射性辐照。核电厂维修分纠正性维修与预防性维修两类，通常采用定期维修、状态维修、风险指引型维修和以可靠性为中心的维修等

几种策略。

核电厂运行到设计寿期后，从政治、经济、安全、环境等因素考虑，可以选择退役，也可能选择延寿。如果核电厂安全水平已不可能恢复到许可证基准的要求，必须退役。核电厂营运单位应向环境保护部（国家核安全局）提交核电厂退役申请、核电厂环境影响报告书（申请退役阶段）、核电厂质量保证大纲（退役阶段）等退役申请文件，审评通过并获发核电厂退役批准书（临时）后，即可开始退役活动。核电厂退役策略可从立即拆除、延缓拆除和就地掩埋中适当选择。退役完成后，经环境保护部（国家核安全局）检查合格，颁发核电厂退役批准书，该核电厂正式退役。

辐射防护和环境保护 核电厂在建造、运行（包括正常运行和事故情况）和退役（包括退役后）等阶段可能对环境造成辐射和非辐射影响。随着社会对保护非人类物种的重视，电离辐射对非人类物种的可能影响也日益受到人们的关注。政府应该对核电厂产生的污染和对环境影响做出评价，并提出防治措施，以保护环境，改善环境质量。

辐射防护的目标是保证在所有运行状态下，核设施内的辐射或该核设施任何计划排放放射性物质引起的辐射，保持低于规定限值，并且合理可行、尽量低，保证减轻任何事故的放射性后果。辐射防护技术大致可分为降低核电厂工作人员的职业受照剂量和公众受照两大方面。核电厂工作人员受照剂量的降低涉及到辐射源的控制、部件设计、电厂布置、系统设计、远程操作技术、屏蔽、通风、废物处理以及运行中的工作管理等多方面。减少工作人员受照的各种防护措施同时也起到了减少公众受照的作用，但作为对公众的防护，重点反映在减少放射性流出物的排出和在事故工况下的密封包容。

为安全和（或）经济目的，应该以优化方式，对放射性废物进行全过程管理。放射性废物管理的基本目标是减容、去除放射性核素和改变成分，先把属于豁免或可排除审管控制的废物和物料分出来，放射性废气和废液经过适当处理，达到规定的标准和（或）经审管部门批准后排放到环境中去。固体废物经过适当处理达到清洁解控水平者，实行有限制再循环/再利用或无限制再循环/再利用。对于要进行处置的固体放射性废物，按放射性水平和半衰期不同作近地表处置、中等深度地质处置或深地质处置。

核燃料循环

人类要有效使用核燃料资源，并且减少核活动对生态环境的影响，促进人类社会与自然环境的和谐发展，就必须掌握核燃料循环关键技术，并建立起较完整的核燃料循环体系。核燃料循环体系包括铀资源勘查、铀矿开采、铀的提取和精制、铀的化学转化、铀同位素的富集、核燃料组件的制造（核燃料循环前段）；燃料组件在反应堆内使用；乏燃料储存、乏燃料运输、乏燃料后处理和处置、回收铀和钚的复用、放射性废物处理和处置（核燃料循环后段）等多个环节的生产设施。核燃料循环工艺过程见图4。

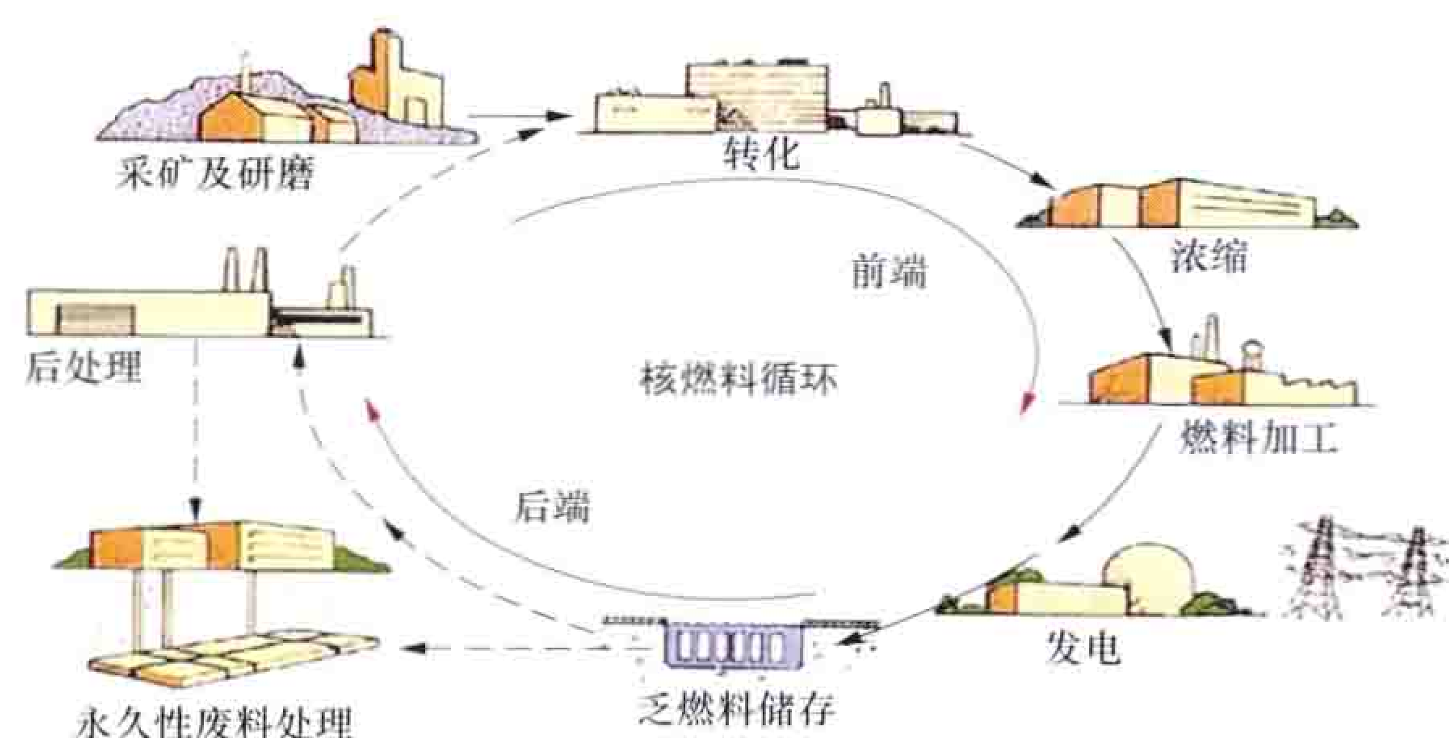


图4 核燃料循环工艺过程

核燃料循环前段 随着核武器的研制成功与核电厂的运行，出现了专门的铀矿地质研究与大规模的铀矿勘查。全球探明的铀资源储量超过500万t，已基本能够满足全球核工业发展的需求。铀矿勘查分为预查、普查、详查、勘探四个阶段。由于铀矿石具有放射性，每道开采工序都要借助放射性物探才能完成，同时要高度重视环境保护，严格防止放射性伤害和环境污染。铀矿开采分为铀矿露天开采、铀矿地下开采、铀矿地浸开采三种方式。铀矿地浸开采是将配制好的溶浸液通过注液钻孔注入到砂岩型矿层中，溶浸液在地下流动中与铀作用生成的含铀浸出液，通过抽液钻孔提升到地表，进行水冶处理得到铀的浓缩物，是集采、选、冶于一体的原地浸出采铀先进工艺技术。

矿石中的铀开采后，对它进行浸出，并对所得到的含铀浸出液进行增浓和杂质分离，经化学沉淀或结晶得到铀的初级化学浓缩物。之后，将其再度溶解并进行深度萃取纯化，制成核纯级铀氧化物（又称黄饼，通常为粗制八氧化三铀或重铀酸盐），对之再进行纯化并转化为符合后续工艺要求的铀氧化物、氟化物或金属铀。铀富集方法经过各国几十年的发展研究，已经逐步成熟并用于实践，可分为气体扩散法、气体离心法、激光法。其中气体离心法是当今世界上铀富集技术的主要发展方向。

核反应堆燃料按堆型可分为压水堆燃料、沸水堆燃料、CANDU型堆燃料、高温气冷堆燃料、快堆燃料和研究堆燃料，设计时都要求其在整个寿期内安全可靠、经济地发出热量并能够被导出，同时将裂变产物包容在燃料组件内。各种燃料组件的形式和制造工艺因堆型而异。

核燃料循环后段 从反应堆中卸出的乏燃料放射性比活度很高，会释放出大量的衰变热，必须先冷却储存一段时间后，再进行运输及处理。按乏燃料储存地点是否位于反应堆现场，可分为堆址储存与离堆储存两种；按乏燃料储存过程中是否有水冷却，又有湿式（水池）储存和干式储存之分。由于核电厂内储存容量有限，乏燃料在储存一段时间后均须运离现场去继续储存，之后或进行后处理或最终处置。因此，乏燃料运输是核燃料循环中必不可少的联系纽带。乏燃料具有极强的放射性和一定的发热量，因此，乏燃料运输与新核燃料运输全然不同，它不仅技术复杂、花费很大，而且必须在严密的监控下进行，以确保运输安全，严防环境受污染。

核燃料在反应堆中随着燃耗的加深，初始装料中所含的易裂变核素和可转换核素逐渐消耗，裂变产物及经转换新生成的重核素的量不断增加，而且燃料元（组）件的包壳及结构材料的机械性能也变差，其安全可靠性降低。因此，核燃料使用到一定程度必须从堆内卸出进行处理。乏燃料后处理技术以水溶液作介质的湿法工艺为主，主要方法为湿法的普雷克斯流程，它是最切实可行、经济可靠的后处理工艺，而且在今后相当长一段时间里仍会继续使用。国际上也曾研究过干法后处理工艺，主要有熔盐电解法、熔盐萃取法、氟化物挥发法三种。

乏燃料包容着全部裂变产物、未裂变的铀及俘获中子所产生的超铀核素，必须经过充分冷却和适当整备，才可进行地质处置。乏燃料安全处置采取多重屏障隔离体系，使乏燃料中的各种核素不能以危害量进入人类生物圈，以保护人类健康和环境安全。此外还要考虑未来可回取。乏燃料和高水平放射性废物安全处置已引起国际核能组织和有关国家的高度关注，乏燃料处置决策受经济、技术、政治和社会多种因素的影响，处置技

术还在研发、试验阶段。

核燃料循环方式 核燃料循环有铀-钚燃料循环、钍-铀燃料循环两个体系。铀-钚燃料循环是已在工业规模上实现了的燃料循环体系，钍-铀燃料循环则还处在研究和试验之中，距工业规模生产尚有很大距离。铀-钚燃料循环有一次通过循环、后处理燃料循环和先进燃料循环三种方式。其中，一次通过循环方式、后处理燃料循环方式比较成熟，先进燃料循环方式还处于研发过程之中，后处理燃料循环方式和先进燃料循环方式均属于核燃料闭式循环方式。迄今为止，除少数几个核工业发达国家外，许多国家由于本国实力的制约及核电建设规模不大等原因，没有建立完整的核燃料循环工业。目前世界上选择一次通过循环方式的国家有瑞典、加拿大和西班牙等。采取核燃料闭式循环方式的国家有法国、英国、俄罗斯、日本、印度和中国等。美国多年来基于核不扩散的政治考虑，曾一直是一次通过循环方式的积极倡议者。但是，美国在2006年也正式宣布采用闭式燃料循环方式。

未来的核能

21世纪初，核电界提出**第四代核能系统**设计概念，期望开发出新一代核能系统，使其在安全性、经济性、资源有效利用性、防核扩散、防恐怖袭击等方面都有更明显的进步和竞争能力。它不仅要考虑用于发电或制氢等的核电反应堆装置，还要把核燃料循环也包括在内，组成完整的核能利用系统。2002年9月，第四代核能系统国际论坛对近百个未来反应堆概念进行评估，选出钠冷快堆、铅冷快堆、气冷快堆、超临界水冷堆、甚高温气冷堆和熔盐堆等6种堆型作为推荐的研发方案。专家预计，第四代核能系统将在2035年左右投入商用。作为第四代国际论坛（GIF）的成员国，中国积极参与其研发活动，主要集中在钠冷快堆、高温气冷堆和超临界水堆、钍基熔盐堆、加速器驱动次临界装置（ADS）等研发上。但是，最具魅力的核能利用途径仍然是实现“人造太阳”的梦想，也就是研制成功**核聚变反应堆**核电厂。为了开发和利用核聚变能源，人类经历了半个多世纪的艰苦探索，每年投入科学家及工程师上千人，每年经费超过10亿美元。在这个过程中，人们对开发核聚变能源难度的认识也逐步深化。

国际核聚变能研发进展 从20世纪40年代末至60年代，**核聚变能开发**总体处于原理性探索阶段。早期实验装置规模较小，**核聚变等离子体物理学**的理论体系和实验方法尚在发展中。1958年，美国和苏联相继公开研究成果，核聚变能开发从保密走向国际合作。后期出现串级磁镜、反向场箍缩及仿星器等结构复杂装置。从20世纪70年代至世纪末，是核聚变能开发的规模化实验研究阶段，苏联科学家提出的**托卡马克装置**成为磁约束核聚变研究主流，发现先进托卡马克运行模式，实现核聚变功率输出，初步验证受控核聚变的科学可行性。以国际热核实验堆（ITER）计划实施为标志，世界范围的核聚变能开发已经进入点火装置和氘氚燃烧试验阶段。以后还要经历反应堆工程物理实验阶段、**核聚变示范堆**阶段和商用核聚变电厂阶段。

中国核聚变能研发进展 中国磁约束聚变研究开始于1958年，随着研究活动的开展，逐步形成核工业西南物理研究院和中国科学院等离子体物理研究所两大专业研究机构。1984年，核工业西南物理研究院建成中国环流器一号装置，中国核聚变研究从原理性探索

进入规模化实验研究阶段。1995年，建成环流器新一号装置后又建成偏滤器位形托卡马克装置HL-2A。同期，中国科学院等离子体物理研究所先后建成铜导体托卡马克装置HT-6B、HT-6M和超导托卡马克装置HT-7，之后又设计建造了托卡马克装置EAST。

国际热核实验堆（ITER） 1985年，美国和苏联首脑倡议、国际原子能机构（IAEA）支持的超大型国际合作研究项目立项，旨在验证磁约束核聚变的科学可行性和工程技术可行性。2003年2月，中国参加国际热核实验堆（ITER）计划国际谈判；2004年初正式申请加入该计划；2006年11月21日，与欧盟、日本、韩国、俄罗斯、美国和印度六方共同签署《国际热核实验堆联合实施协定》，成为正式成员。

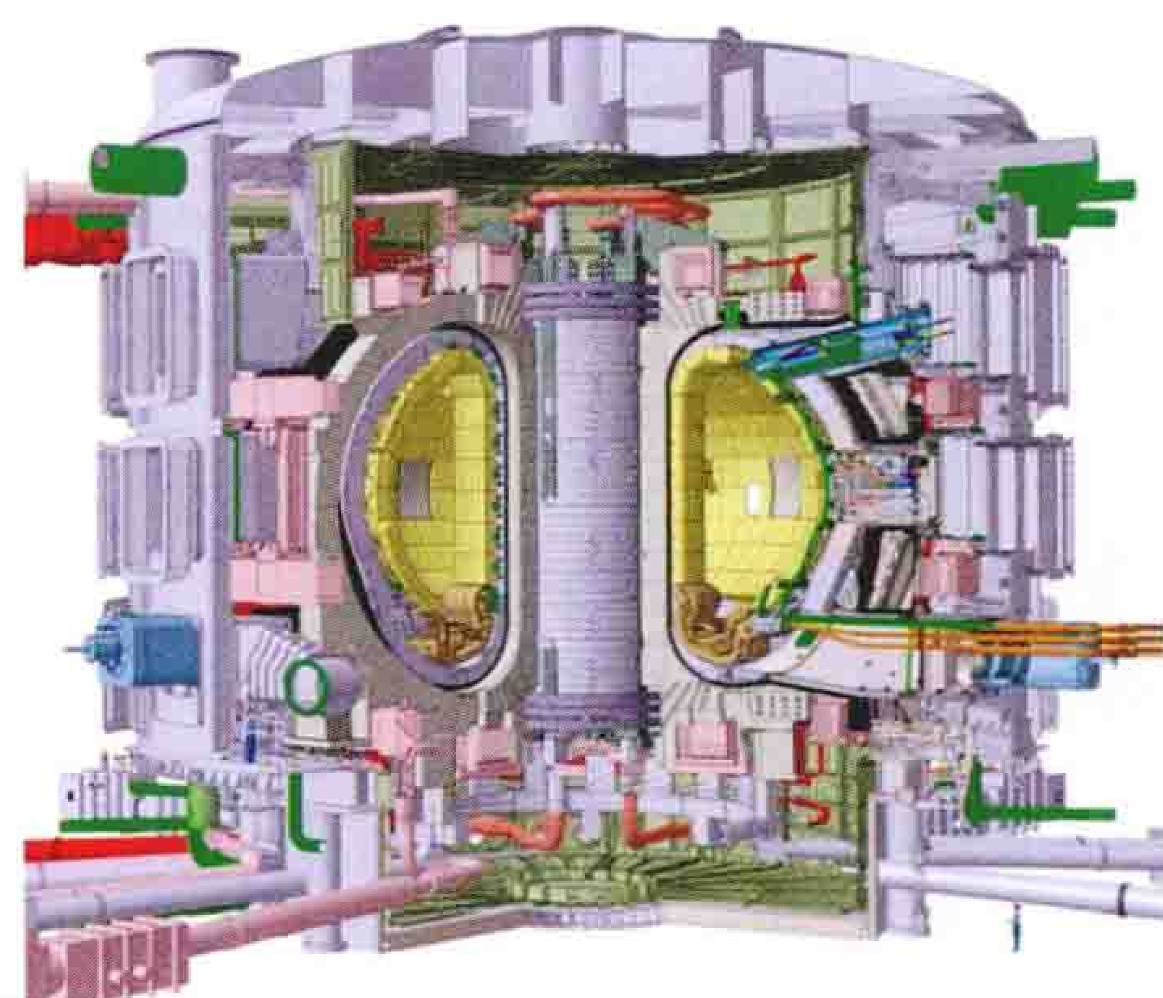


图5 国际热核实验堆（ITER）装置

ITER装置建在法国南部的卡达哈什，预计2020年建成。它汇集了近50年来世界磁约束核聚变研究的主要科学和技术成果，建成后，除集成验证稳态燃烧等离子体科学规律和先进托卡马克运行模式外，还将部分验证核聚变堆的工程技术问题。国际热核实验堆装置见图5。

可控核聚变的未来展望 受控核聚变研究最终目标是建立工程技术可行、安全性能良好、环境友好、经济性能良好的商用核聚变电厂。因此，要基于ITER装置和其他实验装置的运行经验并进行适当外推，建造稳态运行、氚自持且有电功率输出的核聚变反应堆，用以验证商用核聚变电厂的工程技术可行性及环境可行性、核聚变反应堆安全性能及远距离遥控维修技术可行性、高热负荷及低活化材料的性能、氚自持燃烧的可行性、核聚变电厂的总体集成技术以及预期的经济可行性。商用核聚变电厂建设尚未提上日程，还有待ITER计划和核聚变示范堆（DEMO）阶段的等离子体物理学进展和工程技术研究成果。

为了能从根本上解决人类生存发展的能源需求，同时保护好我们的自然环境，世界核能界联手不断研究核能利用技术。从热中子反应堆到快中子反应堆，从裂变能到聚变能，都承载着人类对未来的期望。核能，特别是聚变能将可能最终解决全球可持续发展的能源需求。

核能及新能源发电卷

第一版前言

人类社会生产的发展和人民生活水平的提高，都迫切需要更多的能源，尤其是电力的供应。中国自改革开放以来，国民经济蒸蒸日上，全国电力供应出现短缺，尤其是沿海各地区，供电不足更为严重，需要建造更多的发电厂。目前电力主要依靠燃烧化石燃料发电。火力发电厂排放大量废气，严重污染大气，大量煤炭的运输增加了交通的压力，所以迫切需要其他发电方式替代火力发电。核能发电和新能源发电可以缓解大气污染程度和运输压力。

核能自50年代用于发电以来已有40多年的运行历史，它的技术已较为成熟。据1992年底统计，全世界已有424套核电机组在运行，核能发电量占全世界总发电量的17%。实践证明核电是清洁、经济和安全的能源。许多发达国家核能发电成本已低于火力发电成本，但在发展中国家由于技术水平和管理水平的差距，其发电成本仍较高。随着技术水平的提高，其发电成本可与火电相竞争，尤其是远离化石燃料资源的地区，其经济效益将更显著。核能发电几乎不污染大气。其所排放的三废，在正常情况下，低于天然放射性本底的1%。核电厂自应用以来发生过三里岛核电厂和切尔诺贝利核电厂两次严重事故，经济损失巨大。根据调查，三里岛核电厂事故对人身安全无多大影响，切尔诺贝利核电厂事故对人身安全造成相当大的影响。根据专家们对切尔诺贝利核电厂事故进行的分析，认为核电厂的风险概率仍低于其他工业体系，如工矿水利和交通等。但是这次事故使公众对核电厂的安全问题产生疑虑。欧美各国同时因经济不景气，核电发展停滞不前，意大利、瑞士等国都宣布停建核电厂，相反亚洲国家和地区，如日本和韩国，由于经济发展的需要仍积极建造核电厂。在80年代后期，有些国家，如美国和日本，积极研究开发先进型核电厂如AP600和ABWR等，这些将对核电的进一步发展产生积极影响。

聚变能是理想的能源，资源可用海洋中的氘，取之不尽。但目前仍有技术难关需要突破，短期内尚看不出有应用迹象。

其他新能源，如太阳能、风能、海洋能、生物质能和地热能等可再生能源，是较为理想的能源，但由于技术和经济等各种原因，这些能源大规模应用于发电仍处于研究开发进程中。

太阳能和风能在古代已被人们所应用。由于能量密度太低、占地广阔，要具有相当容量的商业发电尚需进行大量研究工作。海洋能、地热能和生物质能已有小规模的示范发电厂，但距商业经济运行还相差甚远，也需进行大量研究开发工作。

到目前为止，除火电厂和水电厂外，能大规模发电的能源只有核能，其他新能源需要继续研究开发。

核电是利用核裂变产生的能量进行发电的。核裂变链式反应是1942年在美国实现的，相应的装置被称为反应堆（reactor），它以石墨为慢化剂，水为冷却剂。当时在第

二次世界大战期间，为了军事目的建造了多座军用反应堆，以生产军用核燃料钚。直到 1954 年 6 月才在前苏联建成奥布宁斯克核电厂，以后各国陆续建造了各种类型的核电厂。

核电厂在发展初期，由于各国条件不同，建造的类型较多。美国选择压水堆作为核潜艇的动力，以后建造了大批轻水堆核电厂。其他类型的核电厂有：英法的石墨气冷堆核电厂，加拿大的重水堆核电厂，苏联的石墨水冷堆和压水堆核电厂。后来联邦德国和日本利用美国技术建造了一批轻水堆核电厂。

目前核电厂技术已成熟，在商业上已可和一般火电厂相竞争。已建成运行的核电厂主要为压水堆型、沸水堆型和重水堆型。其中压水堆型占 50%以上，其次为沸水堆型。其他如石墨气冷堆型和石墨水冷堆型，由于经济或安全原因已不再建造。高温气冷堆和快中子增殖堆型由于技术上和经济上等原因尚不能商业应用，仍在不断改进中。

中国大陆建设核电厂较晚，现采用压水堆型。已建成的秦山核电厂和广东大亚湾核电厂都属于此类型。高温气冷堆和快中子增殖堆作为高技术项目进行研究。

核电厂技术所涉及的专业领域很广，有和火电厂相似的专业领域，如热工理论、汽轮机、发电机和常规水处理等，除此之外还涉及堆物理、核物理、材料（金属和非金属）的核性能、反应堆控制和调节理论、辐射防护、各种特殊设备的结构和加工技术、核燃料制备、后处理和废物处置、核电厂的建设、运行管理以及核安全管理等。

由于压水堆核电厂占核能发电的主要部分，所以本卷重点介绍压水堆核电厂，包括反应堆的原理、核电厂的组成、设备、燃料、结构、设计、建造、安装、调试、运行以及有关的管理工作等。其他堆型核电厂和新能源只作概况性介绍，未深入探讨。关于和火电厂有关专业的知识可参阅本书有关各卷。

本卷第一分支概要介绍核电厂的一般情况，如建设核电厂需要的条件，它的经济性和安全性以及国际核领域的概况。第二分支介绍反应堆物理和热工水力原理。第三分支介绍核电厂的特殊材料及其核性能、核电厂的组成、设备结构及相关系统。其他类型的核电厂也在本分支内介绍。第四分支介绍核电厂的测量和控制（不包括汽轮机的调节），其中包括各物理参数和热工水力参数的测量等。第五分支介绍从核燃料选择、制造和后处理等整个核燃料循环过程。核电厂的建设、运行和退役的全过程在第六分支介绍。第七分支介绍核电厂的安全要求和安全管理。第八分支介绍辐射防护基本知识、辐射监测和对环境的影响。最后，第九分支介绍各种新能源的发展概况和现状。

本卷的编撰成书得到了全国许多单位的支持和帮助，特别是电力工业部核电总工程师办公室，中国核工业总公司核电局、安防局，清华大学工程物理系、核能技术设计研究院，上海核工程研究设计院，核电秦山联营公司，中国原子能科学研究院，国家核安全局，中国科学院能源研究所，原子能出版社，苏州热工研究所，广东核电合营公司工程部等单位，在此对这些单位以及全体参加本书编审工作的同志表示衷心感谢。

核能及新能源发电卷（第一版）编审委员会

1994 年 6 月

核能及新能源发电卷

第二版前言

影响核电发展的最大因素是国家的能源政策、科学技术发展的成果和市场经济成熟的程度。在能源政策方面，20世纪末人们已经认识到能源消费的增长是不可阻挡的。全球化石燃料资源的储量有限，虽然没有面临枯竭，但是在消耗过程中向环境释放的有害物质有增无减，造成生态环境严重恶化，人类赖以生存的有限空间和发展前途面临严重的挑战。各国都认识到，迫切需要在21世纪妥善解决传统的能源供给和使用模式，以减缓有害物质的排放和化石燃料的过度消耗。我国的能源结构也是以化石燃料为主，据统计，我国酸雨区的覆盖面积约占全国的1/3，二氧化碳的年排放量已超过8亿t碳。有专家估计，如果不对能源结构进行合理的配置，到2020年我国二氧化碳年排放量将居世界第一。因此，积极开发水电和其他可再生能源，适当发展核电成为我国在21世纪能源可持续发展战略的主要组成部分，也是核电和新能源发电事业的新机遇。

我国政府早在20世纪70年代就关心和支持核电和新能源的开发和建设。在联合国1992年环境与发展大会之后，我国政府就对环境和发展提出了十条对策和措施，有力地推进了核电和新能源的发展。继秦山和大亚湾核电厂3台机组投产以后，又有8台核电机组开工建设。到1999年底已建成约21个风力发电场，总装机容量达26.7万kW。太阳能的利用也有很大的进展，目前已推广应用的家用光伏电源达15万套。全国最大的太阳能光伏电站规模为100kW。其他如地热和潮汐发电也都起到了很好的示范作用。燃料电池也发展迅速，预计到2005年可达到商用水平。

核能的利用，从热中子反应堆到快中子反应堆，从裂变能到聚变能，都寄托着人类对未来的期望。它将成为最终解决全球可持续发展的主要能源。在现实生活当中，发展核电尚有许多技术经济乃至政治方面的难题有待解决。从当代科技发展水平来看，核聚变能的利用还会有很长一段艰难的奋斗历程。在一些工业发达国家中快中子增殖堆的发展遇到挫折，唯有热中子反应堆核电厂在技术上已经成熟，在世界两次石油危机以后得到很大的发展，现在核发电量约占世界总发电量的17%。这些核电厂多数已经偿还了大部分贷款。他们在提高核电厂的运行安全水平和可用率、改进核燃料性能、延长换料周期、开展寿命管理、降低发电成本等方面都取得了很大的进步和宝贵的经验。目前各核电公司致力于延长核电厂寿期。但是，随着电力市场的全面开放，天然气和联合循环发电技术的崛起，以及对核安全、核废物管理的现实和预期风险的评价更加尖锐突出。一些投资者对核电望而却步，丧失了许多机遇和市场。核电被迫进入了一个调整时期，对此，一些有实力的核技术开发商加大投入力度开发新一代的核反应堆，以期在安全性和经济性方面找到突破性的发展，增强核电的竞争能力。在开发改良型、革新型和革命型的核反应堆方面都取得了可喜的进展。所有这一切是我们进行本版修订面临的新形势，我们力求在相关内容中能予以恰当反映。

本卷初版发行以后恰逢能源和电力工业改革之时，为我国能源的战略调整提供了广泛的基本技术的支持，也为向广大读者普及能源知识做出了贡献。因此，得到了广大读者的好评。我们对本卷的再版也坚持同样的意图。本卷再版在总体内容安排上仍沿袭第一版的作法，主要在下述几个方面在内容上做了增补、修订和调整。通过秦山、大亚湾核电厂建成并成功投入运行，以及后续核电项目的开工建设，掌握了技术，积累了经验，推动了我国设计自主化、设备国产化的进展，培养了一批科研、设计、建造和运行管理队伍。因此，我们在核电厂建设和运行分支中作了大量的增补。目前，我国在建的核电项目中，有两台加拿大供货的重水堆核电机组和两台俄罗斯供货的压水堆核电机组。此外，沸水堆核电机组在我国台湾已有 4 台投入运行，两台在建的核电机组则采用先进沸水堆。沸水堆在世界核电装机容量中仅次于压水堆，居第二位。因此我们在相关的分支中也增补了这三种核电厂的内容和条目。核安全管理是核电发展的基础和保证。自从我国核安全法规、导则及其系列标准颁发以来，经过建设和运行的实践基本上达到了法制化。核安全监管的理论、思想和实践，在国际上的发展也很快，如核安全文化的提出和质量保证的发展等都是近几年的事情。因此，本版对有关核安全的条目也作了大量的修订和增补。概论是本书的综合分支，其条目的增补和修订也相应的较多。总之，希望读者在阅读本卷内容时能够了解到核电和新能源在世纪之交的发展形势，以及它们在能源可持续发展战略中能起到的积极促进作用。相信核电在 21 世纪中将会更加安全可靠，在经济上具有更强劲的竞争能力。

最后我们向参与本版书稿撰写和审查的中国核工业集团公司、清华大学、上海核工程设计研究院、核电秦山联营公司、中国原子能科学研究院、广东核电集团公司、国家核安全局和国家电力公司以及其他单位的专家学者们致以诚挚的谢意，感谢他们在本卷编纂过程中给予的无私帮助和真诚的合作。

核能及新能源发电卷（第二版）编审委员会

2000 年 7 月

目　录

条目分类目录

说　明

一、本目录供分类查检条目之用。

二、有的条目有多种属性，可能在几个分支学科和分类中出现。例如，“核事故应急计划区”条目既列入核电厂安全分支，又列入核电厂辐射安全和环境保护分支。

三、参见条（虚条）的页码采取虚实条兼注的方式，即参见条页码在括号外，被参见条页码在括号内。

四、凡加有［　］者，不是条目标题，而是分类集合的提示词。例如［典型核电厂］［核能国际关系］。

[核电厂控制监测]

[核燃料与核燃料循环]

[核电厂安全]

[核电厂辐射安全和环境保护]

[核聚变能]

A

AP1000 changyongshui xitong

AP1000 厂用水系统 （AP1000 service water system）

为核岛设备冷却热交换器提供冷却水以带走热量的系统。AP1000 厂用水系统是非安全相关系统，但具有纵深防御功能。系统设计遵守单一故障准则（见安全系统设计准则），设置两个冗余系列。根据核电厂厂址水源条件，可采用直流式和循环式水系统设计。直流式水系统一般采用海水作为设备冷却热交换器的冷却水，它由海水泵、自动冲洗滤网及相应管道组成。海水在取水口通过拦污栅、检修闸门及旋转滤网清除大部分悬浮性物质后，进入循环水系统的进水池厂用水泵的吸入口，然后厂用水经自动反冲洗滤网后进入设备冷却热交换器。被加热的海水最后经循环水系统排水管直接排入大海中。循环式水系统一般采用河（湖）水作为设备冷却热交换器的冷却水，它由厂用水泵、冷却塔、滤网及相应管道组成。厂用水经厂用水泵加压滤网过滤后，输送到设备冷却热交换器，被加热的厂用水通过机力通风冷却塔将热量排放到大气。冷却塔基座上回收的设备冷却水和补充水混合，再由泵经过滤加压后送到设备冷却热交换器进行重新循环。

为限制管道和设备内壁生物污垢的形成，AP1000 厂用水系统要设置化学处理设施。

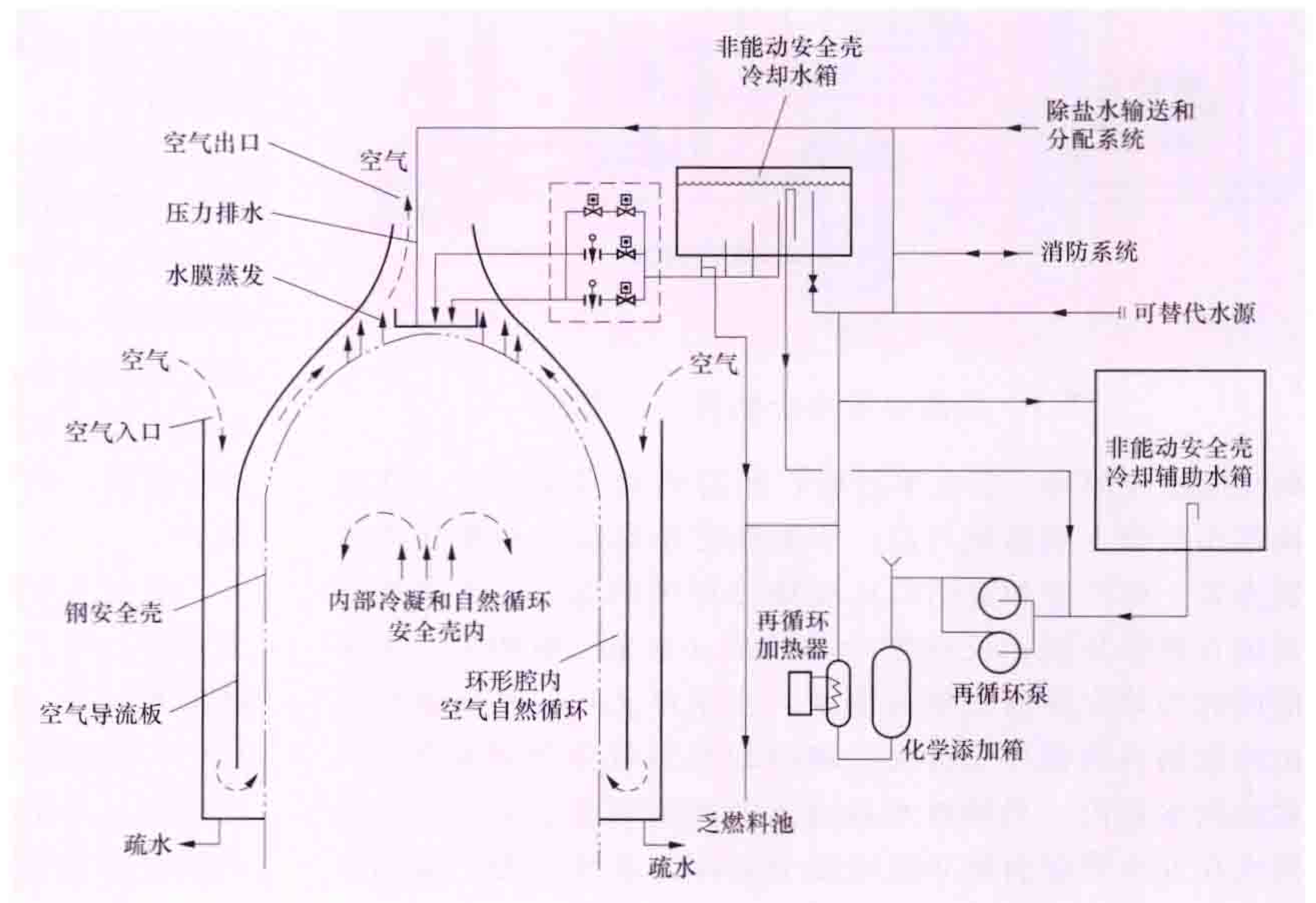
AP1000 feinengdong anquanqiao lengque xitong

AP1000 非能动安全壳冷却系统 （AP1000 passive containment cooling system，PCS） 用于安全壳内发生失水事故（LOCA）或安全壳内蒸汽管道破裂事故后，降低安全壳内的压力和温度以防止安全壳超压的系统。

AP1000 非能动安全壳冷却系统由位于钢制安全壳上方的非能动安全壳冷却水箱、水喷洒和分配系统，以及辅助系统组成，其中水喷洒和分配系统由分水斗、分水堰、空气导流板组成，辅助系统由位于厂区的非能动安全壳冷却辅助水箱、化学添加箱、再循环泵和相应的管道阀门组成，见图。

系统功能 ①核电厂设计基准事故下，导出安全壳内热量，使安全壳内温度和压力不超过设计值；②在非失水事故下，将由非能动余热排出系统从反应堆冷却剂系统导出的热量转移到大气中；③通过减少安全壳内外的压差，降低裂变产物向安全壳外泄漏的驱动力，限制安全壳内放射性裂变产物向环境释放；④为乏燃料储存池、安全壳和辅助厂房安全设备区域的消防提供消防水。

系统运行 核电厂发生设计基准事故后，由安全壳高压力信号自动开启非能动安全壳冷却水箱出口隔离阀，水箱内水通过出口管道和分水斗靠重力向安全壳穹顶外表面连续喷洒冷却水，分水斗溢出的水由分水堰平均洒向钢制安全壳外表面形成水膜，通过筒体壁热传导冷却安全壳内的蒸汽温度和降低压力。冷却空气由空气入口筛网进入，由空气导流板外侧向下流至屏蔽厂房上部环廊后折流沿安全壳外壁向上，以冷却安全壳外壁向下流动被加热的水。加热后的空气通过屏蔽厂房中央的烟囱排出。事故后 72h 内，系统自动运行，不需要任何干预。安全壳冷却水箱储存的水满足核电厂事故后 72h 运行的需要。72h 后，可手动起动循环泵，从非能动安全壳冷却系统辅助水箱为冷却水箱补水。辅助水箱的储水量能维持安全壳 4 天冷却的需要量。7 天后系统由消防水和除盐水系统等多种水源提供补充水。



AP1000 非能动安全壳冷却系统流程

核电厂乏燃料储存池储存大量从反应堆卸出的乏燃料。如乏燃料池冷却系统发生故障，高位的非能动安全壳冷却水箱能向乏燃料池提供 72h、流量为 $8.2m^3/h$ 的补充水。在安全壳或辅助厂房部分区域内发生火灾时，系统能提供 2h、流量为 $17m^3/h$ 的消防用水。

为确保冷却水箱内水不结冰和良好的水质，系统设置由循环泵加热装置和化学添加箱组成的辅助系统，根据需要运行。

系统还设置备用接口，需要时，可用移动设备从厂内外的其他水源向系统提供安全壳冷却水。

AP1000 feinengdong duixin lengque xitong

AP1000 非能动堆芯冷却系统 （AP1000 passive reactor core cooling system，PXS） 核电厂发生一回路管道和设备破损事故时，采用非能动驱动方式，迅速向堆芯注射含硼水，为堆芯提供应急和持续冷却的系统。AP1000 非能

动堆芯冷却系统由非能动余热排出子系统和非能动安全注射子系统组成，是核电厂专设安全设施之一。

非能动余热排出子系统 核电厂发生非失水事故瞬态（如丧失给水）、蒸汽发生器传热管破裂和小失水事故、反应堆正常热导出系统失效时，用于排出堆芯余热，并把反应堆冷却到安全停堆状态的系统。系统由非能动余热排出热交换器及相应管道和阀门组成（见图1）。非能动余热排出热交换器安装在反应堆压力容器上方的安全壳内置换料水箱内，用水箱储存的冷水作为热交换器的冷却介质。热交换器入口管接自反应堆冷却剂环路热段，出口管与蒸汽发生器一次侧出口联箱相接。核电厂正常运行时，系统管道内充满不流动的反应堆冷却剂。发生事故时，在自动信号驱动下，热交换器出口管上隔离阀开启，依靠热交换器与反应堆压力容器布置上的位差和进出口反应堆冷却剂的温差，形成冷却剂的自然循环流；反应堆冷却剂泵（主泵）脱扣前，主泵能同时为热交换器提供强制流，主泵停止后，反应堆余热由冷却剂自然循环流将反应堆冷却剂热量传递到安全壳内置换料水箱内。当换料水箱内水达到饱和状态后，产生的蒸汽在安全壳壁面被非能动安全壳冷却系统冷凝，凝结水沿安全壳内壁流回安全壳内置换料水箱中。

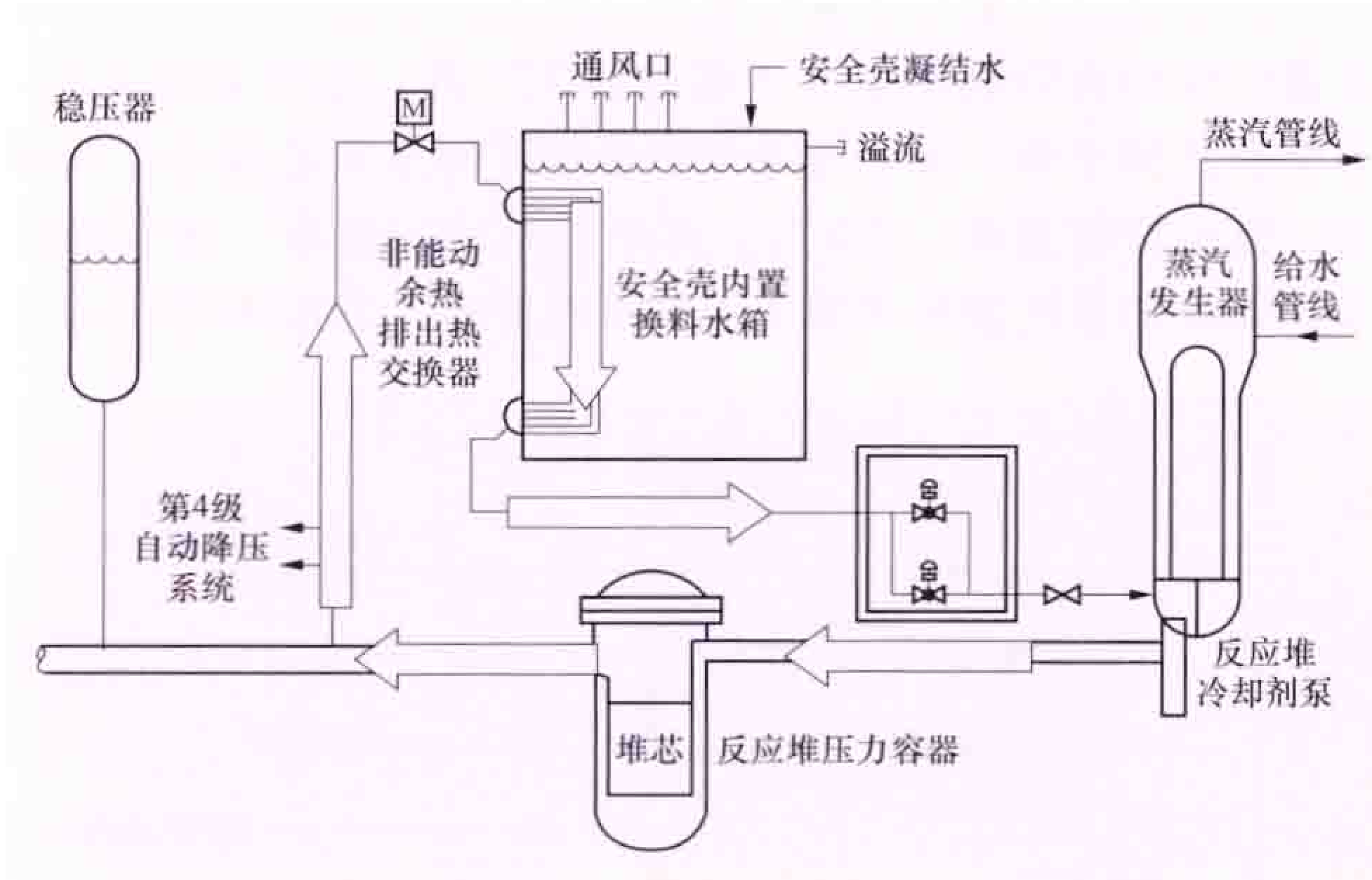


图1 非能动堆芯余热排出子系统

非能动安全注射子系统 功能是：①发生包括主管道双端破裂等失水事故（LOCA）时，向堆芯注射含硼水；②发生非失水的瞬态或事故时，向反应堆提供应急补水和硼化水；③事故后，向安全壳内淹没水添加控制pH值的化学物，以将高活性的放射性核素滞留于水中，并提高设备在长期淹没条件下的抗腐蚀能力。非能动安全注射子系统由两个堆芯补水箱（CMT）、两个安全注射箱（ACC）、一个安全壳内置换料水箱、四个装有磷酸三钠的pH值调节篮和相应管道、阀门组成（见图2），实现高压安全注射、中压安全注射、长期安全注射、安全壳地坑水再循环和安全壳内pH值控制的功能。

高压安全注射 堆芯补水箱是高压安全注射设备，承担高压安全注射、应急补水和硼化功能。堆芯补水箱布置在主管道上方，入口管与主管道冷管段相接，出口注射管经隔离阀、止回阀与反应堆压力容器相连。箱内储存硼浓度为3500μg/g（3500ppm）、与反应堆冷却剂压力相同的含硼水。在接到安全注射驱动信号后，堆芯补水箱出口隔离阀打开，依靠水箱与主管道环路间的位差和介质的温差，通过自然循环向堆芯注射含硼水。在主管道冷段满水时，堆芯补水箱以水循环方式运行。当主管道冷段排空时，堆芯补水箱以蒸汽替代方式运行，由蒸汽流平衡压力进行重力注射。此时，来自主管道冷段的蒸汽在堆芯补水箱冷凝后，再注入堆芯。

中压安全注射 安全注射箱承担中压安全注射功能。它布置在堆芯补水箱下方，箱内存储浓度为2600～2900μg/g（2600～2900ppm）的含硼水，并且用压缩氮气加压到5MPa。安全注射箱出口管通过常开隔离阀和两只串联止回阀与反应堆压力容器相接。事故后，当反应堆冷却剂系统压力下降到低于安全注射箱的整定压力时，安全注射箱出口止回阀自动打开，向堆芯注射硼水。如反应堆冷却剂系统卸压速率低，由堆芯补水箱的低液位信号触发自动卸压系统动作加速卸压，以确保在堆芯补水箱注射结束前投入安全注射箱的注射。

长期安全注射 在高压、中压安全注射后，安全壳内置换料水箱承担向堆芯长期注射含硼水功能。它布置在主管道上方，有两个安全注射系列，每个系列上各有一个常开的电动阀、两个并联的止回阀和两个并联的爆破阀。爆破阀根据自动卸压系统第四级阀门动作信号自动开启。在反应堆冷却剂系统压力由于自动卸压而下降到与安全壳内压力平衡后，安全壳内置换料水箱依靠箱内水位能进行重力注射。

安全壳地坑水再循环 安全壳地坑水再循环回路有两个系列，每个系列分为两路：一路为一个电动阀串联一个爆破阀；另一路为一个止回阀串联一个爆破阀。在事故进程中，冷却剂和注射的含硼水从事故破口涌出，流进安全壳地坑，并使地坑水位不断升高，直至淹没冷却剂环路。当换料水箱液位降到低液位时，爆破阀和电动阀自动打开，安全壳内水经再循环滤网去除固体颗粒后，从破口进入反应堆。

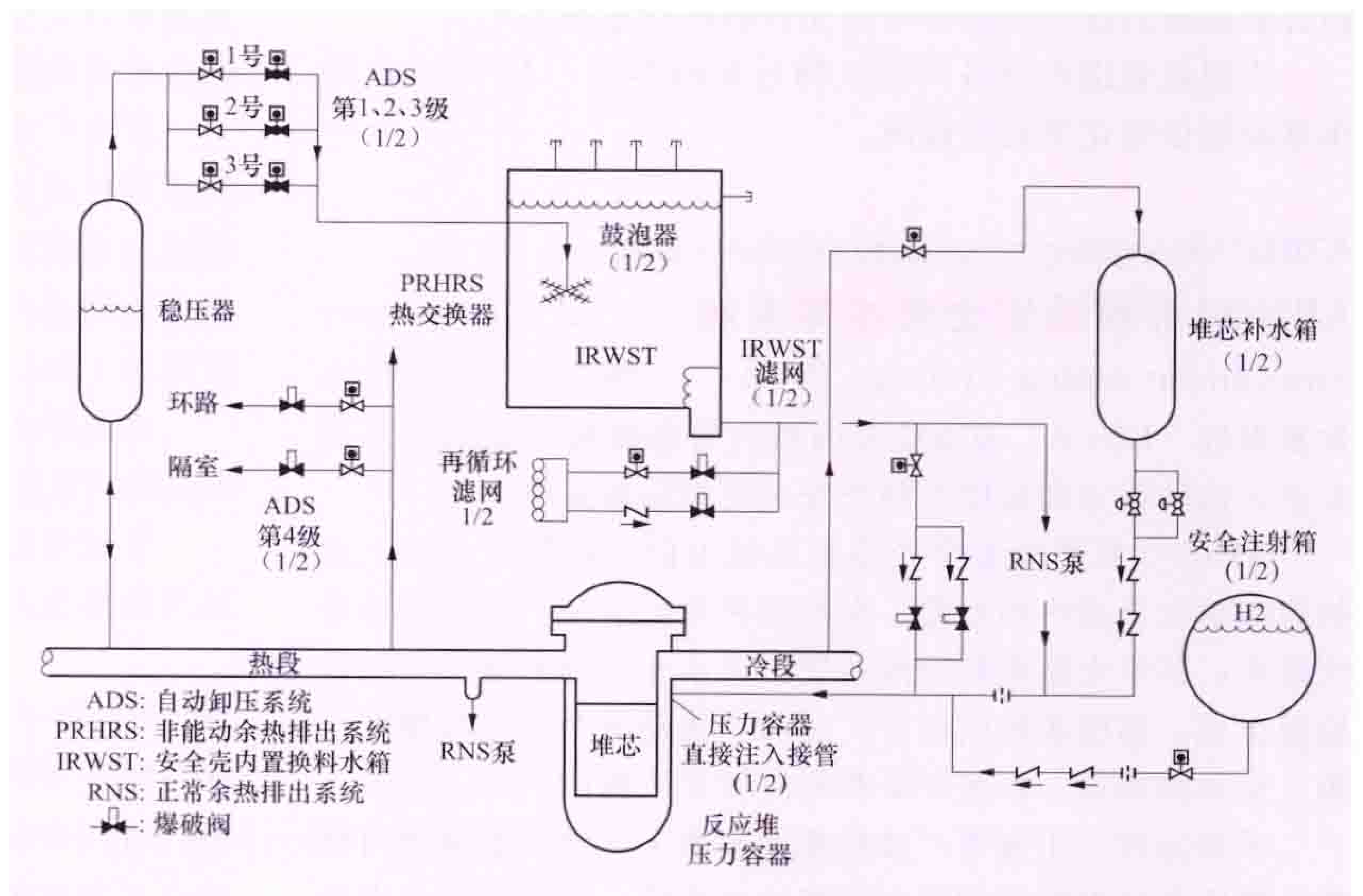


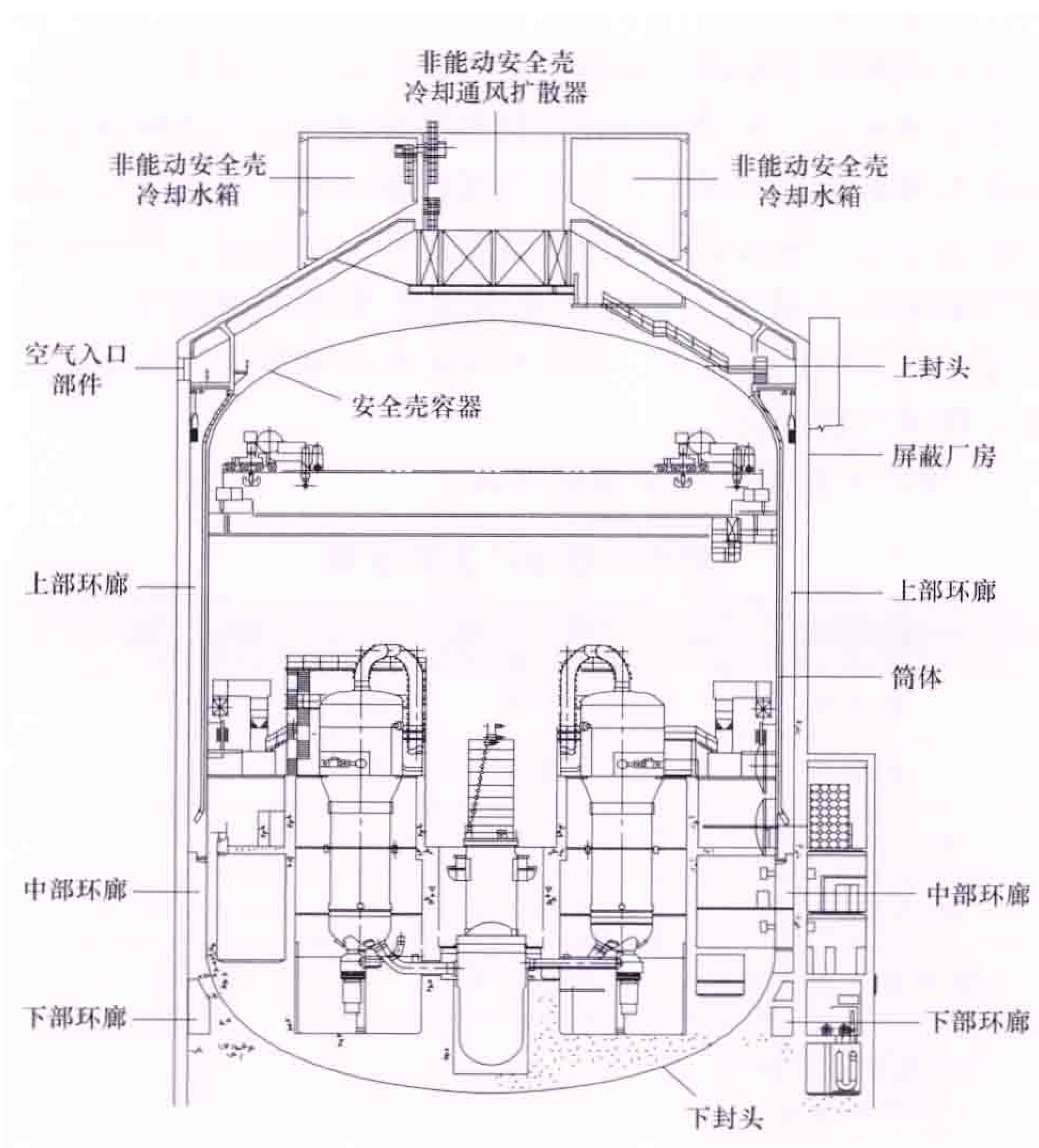
图2 非能动安全注射子系统

安全壳内 pH 值控制　由布置在低于事故后安全壳内最低淹没水位标高的四个 pH 值调节篮来实现，调节篮内装有颗粒状磷酸三钠（TSP）。水位淹没篮子时，化学添加物被溶解，使安全壳地坑水的 pH 值维持在碱性状态（7 以上），能将大量放射性碘滞留在安全壳地坑水中，从而大大减少放射性物质对环境的泄漏。

AP1000 gangzhi anquanqiao ji pingbi changfang

AP1000 钢制安全壳及屏蔽厂房　（AP1000 steel containment vessel and shield building）　用来包容压水堆核蒸汽供应系统及非能动堆芯冷却系统等重要安全系统的构筑物。AP1000 安全壳由内层带椭球形封头的圆柱形钢制安全壳，外层为钢筋或钢板混凝土的屏蔽厂房组成（见图）。内层钢安全壳用于设计基准事故下，承受冷却剂喷放所造成的温度和压力，包容释放出来的气载放射性，同时作为非能动安全壳冷却系统的换热界面，导出安全壳内热量。外层屏蔽厂房由钢板及钢板间的混凝土结构组成。通过焊接在钢板上的剪力钉协同工作，以替代一般由钢筋混凝土结构组成的屏蔽厂房，用于屏蔽钢制安全壳内的放射性系统和设备。事故工况下，对钢制安全壳内放射性气溶胶等放射性物质可能对公众和环境危害提供辐射防护；它也是非能动安全壳冷却系统的一个组成部分，承担事故工况下将钢制安全壳内热量导出的任务，同时防止外部事件，包括龙卷风、飞机撞击等引起的飞射物对钢制安全壳的破坏。

AP1000 钢制安全壳及屏蔽厂房按核安全级建筑物和抗震Ⅰ类进行设计。



AP1000 钢制安全壳及屏蔽厂房

钢制安全壳　独立的带上下椭球封头的圆柱形钢制容器，按照核级设备的要求设计和制造。容器总高为 65.63m，筒身内径为 39.62m，筒身壁厚为 44.5mm，设计压力为 0.407MPa（表压），设计温度为 149℃，净容积为 58 333m³，泄漏率为 0.1%自由容积/24h，材料为 SA738。

钢制安全壳容器由上下封头、筒体、设备和人员闸门、管道和电气贯穿件、燃料运输通道和环形吊车梁牛腿组成。安全壳容器由上下封头模块和 3～4 个筒体模块组装建造而成。每个模块由预先成形喷好涂层钢板焊接而成，整体吊入现场进行模块间焊接。下封头坐落在容器下部的底座上，并一起埋于核岛厂房基础底板混凝土中。底座将承受安全壳竖直与侧向的载荷，下封头上设置支承短管，为给地震安全停堆提供额外附加裕量。下封头外侧和部分内侧都浇筑混凝土，混凝土顶部有防水密封。在运行和维修平台处，各设置一个内径为 4.88m 的设备闸门和 1 个外径为 3.05m 的人员闸门，以及一定数量的管道和电气贯穿件。容器内壁上设置环形吊车梁牛腿，其承载力按吊车大梁起吊蒸汽发生器的能力设计。如更换蒸汽发生器，在吊车梁上临时安装小车，将蒸汽发生器从设备室吊出，然后用厂外大型汽车吊通过容器穹顶上的临时开孔和屏蔽厂房空气排出口吊出。

核电厂正常运行时，通过安全壳容器外壁的空气自然循环作用，带走容器壁的热量，维持容器内的温度在 10～50℃；通过安全壳空气过滤系统间歇性吸入空气，维持容器内的压力在设计范围内。设计基准事故工况下，容器内温度由非能动安全壳冷却系统动作进行控制冷却，同时关闭安全壳隔离系统，确保放射性物质不向环境排放。

屏蔽厂房　由环绕安全壳容器的屏蔽构筑物和环廊构成，屏蔽构筑物由顶部和筒体组成。屏蔽厂房高约 80m，筒体外径为 43.28m，壁厚为 0.914m。

屏蔽构筑物　一个圆柱形钢筋或钢板混凝土结构。它与安全壳容器、辅助厂房共用基础底板，顶部是锥形壳，用来支承非能动安全壳冷却系统储水箱和空气扩散器。空气扩散器置于锥顶的中央，用于导出安全壳的冷却空气气流。储水箱是混凝土结构内衬不锈钢板，设置泄漏监测管道。筒体为钢筋混凝土结构。

环廊　由上部、中部、下部三个环廊，以及安装在环廊内属于非能动安全壳冷却系统的空气入口部件、空气扩散器、储水箱、空气导流板等组成。在高＋10m 平面和空气扩散器底部形成上部环廊，布置空气导流板，它将环廊分成内外两个腔室。在＋10m 楼面板处有一个永久防水防气密封装置，用来密封从上部环廊泄漏到由＋10m 和＋2m 构成的中部环廊，其中布置安全壳容器大部分贯穿件。在±0.00m 以下为下部环廊。

事故工况下，安全壳冷却系统储水箱自动排水至安全壳穹顶，在容器外壁形成水膜，冷却水顺空气导流板内侧的安全壳筒体外壁向下流至上部环廊底部被引出屏蔽厂房。冷却空气由屏蔽厂房筒体上部引入，顺空气导流板外侧至上部环廊底部折流，再顺着空气导流板内侧向上。被加热的空气和水汽由空气扩散器排入大气。利用上部环廊腔室内的空气密度差，完成冷却空气的自然对流。

安全壳容器检查和维修时需拆除空气导流板。因此，在上部环廊内设置一台单轨吊和两个移动式的人员工作平台，便于将人员和设备从操作平台楼面送至屏蔽厂房顶部。

AP1000 xianjin yashuidui hedianchang

AP1000 先进压水堆核电厂 (AP1000 advanced pressurized water reactor nuclear power plant) 由美国西屋公司研发，采用由重力、自然循环和储能等非能动技术来驱动专设安全设施，满足美国《电力公司要求文件》设计要求的先进压水堆核电厂。

研发历程 为吸取美国三里岛核电厂和苏联切尔诺贝利核电厂严重事故教训，美国电力研究院于1990年颁布了美国《电力公司要求文件》(URD)，对新建核电厂的安全性、经济性等方面提出了一系列要求。美国西屋公司在其20多年压水堆设计和运行技术基础上，为满足美国《电力公司要求文件》(URD)的设计要求，开始非能动先进压水堆AP600(电功率为600MW)的研发工作，对非能动安全系统进行大量的试验研究，并开发了非能动安全分析计算程序，1998年9月获得美国核管制委员会(NRC)的最终设计批准。1999年12月，西屋公司在AP600基础上，开发AP1000(电功率为1250MW)核电厂设计，于2005年12月获得NRC颁发的AP1000第15版设计控制文件(DCD)批准证书。2011年12月，NRC又批准了对其第19版DCD的修正设计证书，并于2012年2月正式批准在佐治亚州VOGTLE核电厂扩建2台AP1000核电机组，即VOGTLE 3号和4号核电厂。

2007年7月24日，由中国国家核电技术有限公司、三门核电有限公司和山东核电有限公司作为联合采购方，共同与西屋联合体签署了《核电自主化依托项目AP1000核岛合同》，正式启动三门核电厂和海阳核电厂AP1000核电厂项目建设任务。

电厂组成 厂房、电厂工作原理和系统构成(除安全系统外)，基本上与常规压水堆核电厂相同，组成部分包括：①核岛。主要由钢制安全壳和屏蔽厂房、辅助厂房、附属厂房、放射性废物厂房和柴油发电机厂房等组成。②常规岛。由汽轮发电机厂房及布置在厂房内的主要二回路系统组成。③电厂配套设施。为核岛和常规岛服务的设施。AP1000核电厂整体布置及主厂房布置见图1和图2。

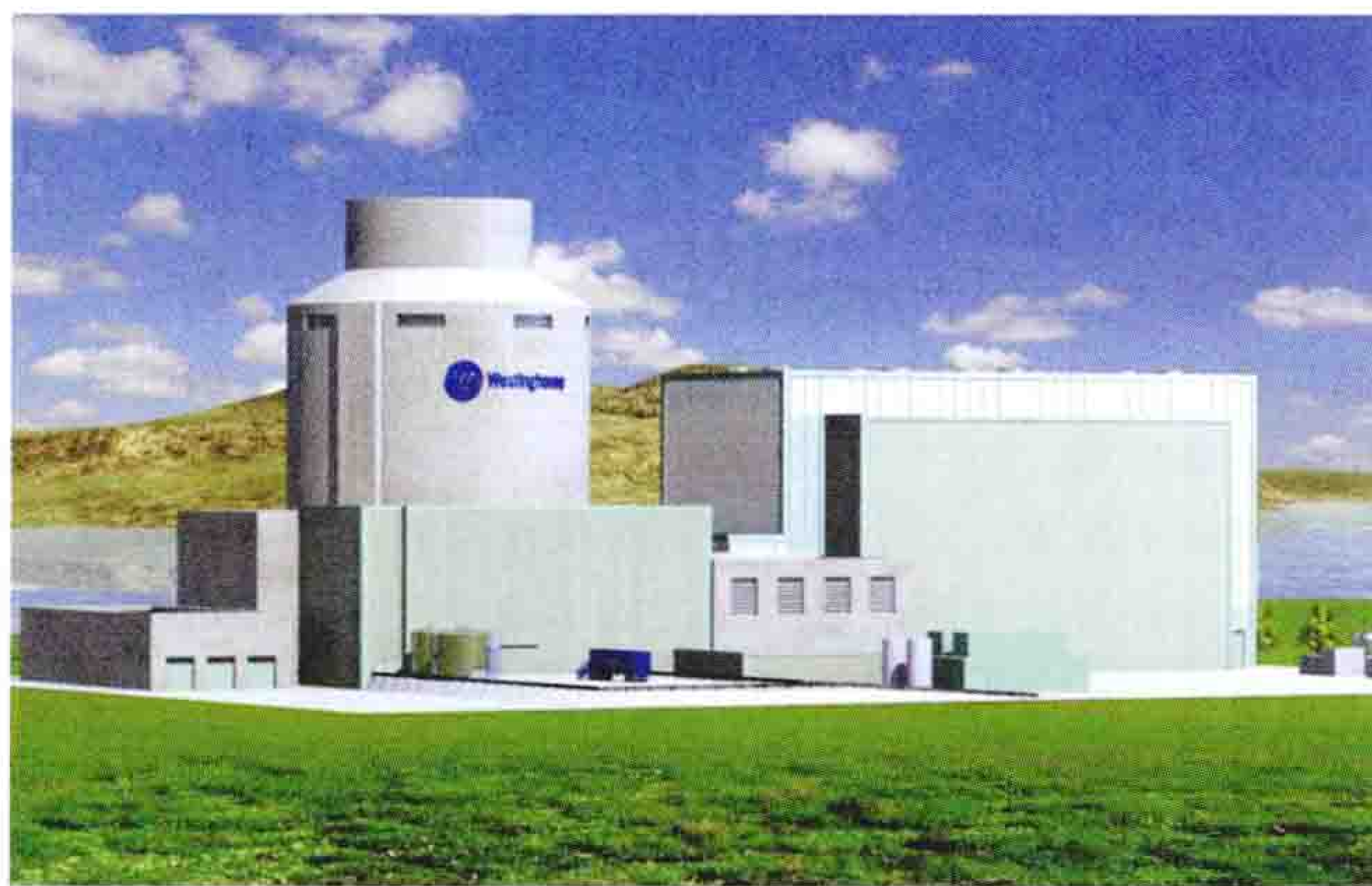


图1 AP1000核电厂整体布置

设计特点 采用非能动的安全系统，简化了安全系统配置，减少了安全支持系统等，使AP1000的安全级设备和厂房、阀门、管道、电缆等的数量比传统商用核电厂有较大的减少，加上采用模块化设计和施工技术，可缩短工期，提高

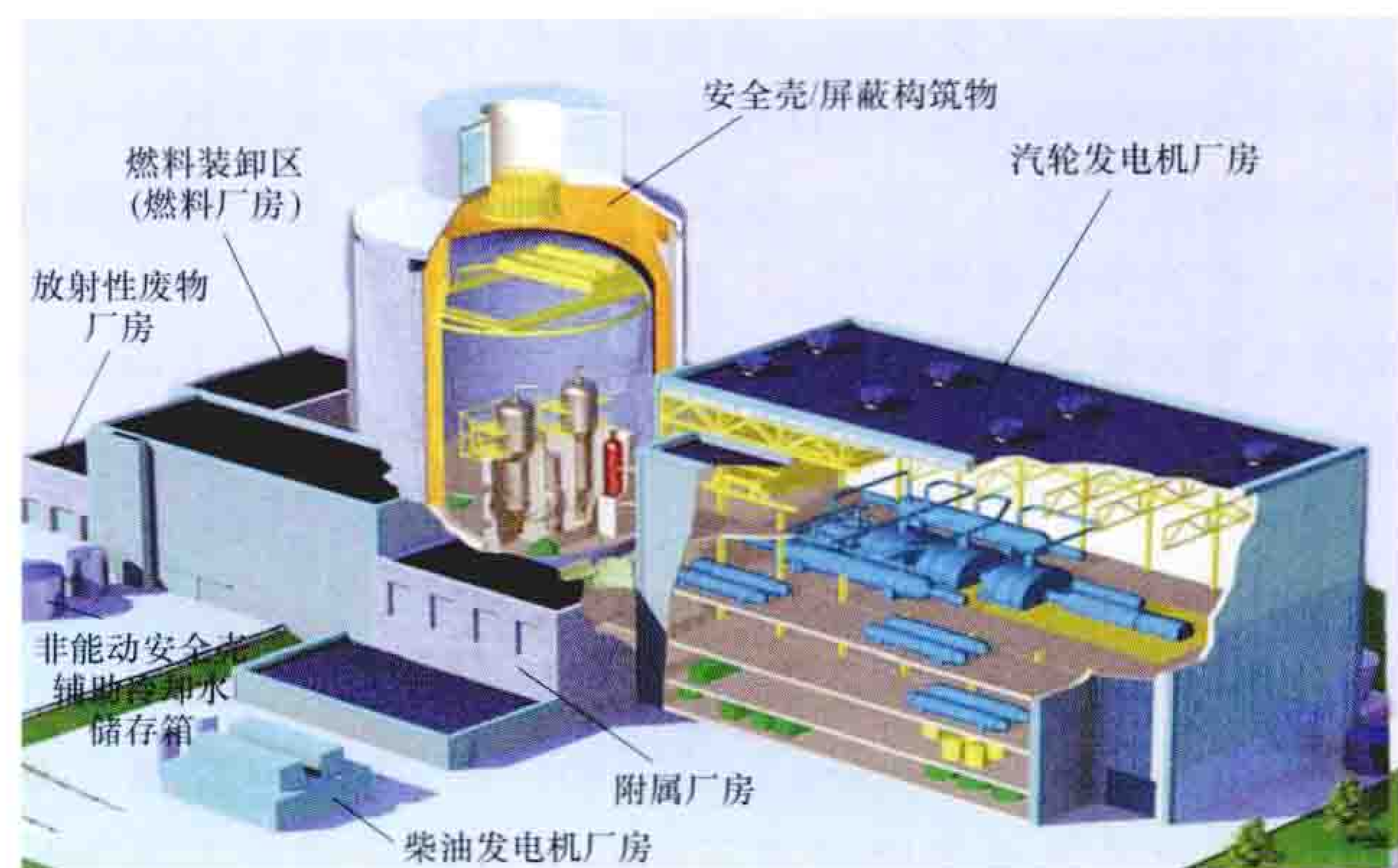


图2 AP1000核电厂主厂房布置

了AP1000核电厂的安全性和经济性。

技术改进 ①紧凑布置的反应堆冷却剂系统。它采用两个环路，各由一台蒸汽发生器、两台屏蔽式电动泵、一条热管段和两条冷管段组成。泵的吸入管直接连在蒸汽发生器下端，省去泵的单独支撑。②由非能动应急堆芯冷却系统(见AP1000非能动堆芯冷却系统)、非能动安全壳冷却系统(见AP1000非能动安全壳冷却系统)、主控制室应急可居留系统、非能动安全壳裂变产物去除系统和安全壳氢气控制系统构成AP1000专设安全系统，并取消安全级(1E级)交流应急电源系统。③设置全面完善的预防和缓解严重事故的措施。包括防止高压熔堆的自动泄压系统、堆腔淹没系统和反应堆压力容器外部冷却设施，可将堆芯熔融物保留在压力容器内，并设置了安全壳内氢气自动复合的氢气控制系统等。④采用机械补偿(MSHIM)模式。利用控制棒的机械动作完成负荷跟踪过程中的反应性控制和功率分布控制，以实现不调硼负荷跟踪，取消了硼回收系统。⑤简化了化学和容积控制系统。采用屏蔽式冷却剂循环泵(见压水堆屏蔽式冷却剂循环泵)的压头作为净化流的驱动力，在安全壳内实现高压净化，取消了传统压水堆核电厂的上充泵、容积控制箱和泵轴封水系统。⑥设计基准地面水平加速度为0.3g，能适应更多的厂址条件。⑦模块化的设计和施工，以缩短工期，降低工程造价。

AP1000核电厂主要参数见表。

AP1000核电厂主要参数

参数名称	单　位	参　数
电功率	MW	1250
热功率	MW	3415
电厂设计寿命	年	60
堆芯损坏频率	/(堆·年)	5.08×10^{-7}
大量放射性释放频率	/(堆·年)	5.94×10^{-8}
设计基准地震地面水平加速度	g	0.3
人-机界面		分布式计算机系统
环路数		2
每环路冷却剂流量	m^3/h	34 055
反应堆运行压力	MPa	15.41

续表

参数名称	单 位	参 数
冷却剂进口温度	℃	280.7
冷却剂出口温度	℃	321.1
蒸汽压力	MPa	5.61
蒸汽温度	℃	271
汽轮机转速	r/min	1500
堆芯等效直径	m	3.04
堆芯高度	m	4.267（活性区）
平均功率密度	kW/L	109.75（体积）
燃料装量	t	84.5
铀-235富集度	%	4.571（平均）
设计燃耗	MW·d/t	50000
燃料组件数		157
燃料棒外径	mm	9.5
燃料棒包壳厚度	mm	0.57
燃料棒线功率	kW/m	18.7
反应堆容器直径	m	3.99
反应堆容器高度	m	12.2

anquan canshu xianshi xitong

安全参数显示系统 （safety parameter display system，SPDS） 将表征核电厂安全的重要参数和状态集中显示的系统。主要包括反应性控制、反应堆冷却剂系统的完整性、堆芯冷却和从反应堆冷却剂系统排出的热量、放射性控制、安全壳的完整性等相关参数和状态。

三里岛核电厂事故后，美国所有的核电厂都加装了安全参数显示系统，用以监督核电厂的安全状况，并为操纵人员的处理操作提供支持。法国核电厂设置的安全监督盘系统，具有类似功能，用以监督和支持操纵人员对运行事件的判断和处理。中国核电厂一般在核电厂信息处理计算机系统（或信息和监控系统）中实现安全参数显示系统功能。

安全参数显示系统的主要功能有：①核电厂运行点监测。②事故后连续监督。该功能协助安全工程师来监督操纵人员对事件的处理。③安全功能监测。用具有代表性的模拟量变化曲线，对核功率、堆芯冷却状况、二回路排出的热量、一回路内冷却剂装量和安全壳完整性等进行监测。④第一故障识别。显示已发生的反应堆保护系统安全动作的顺序，并识别产生这些动作的第一故障。⑤故障或事故处理规程的选择。协助操纵人员选取适当的故障或事故处理规程。⑥余热排出监测。根据主回路温度、压力状况，监测堆芯余热排出状况，确定堆芯余热排出系统的运行方式。⑦安全注射监测。根据主回路参数的变化情况，监测压水堆安全注射系统的工作状况，确定安全注射系统的运行方式。⑧执行机构监督。用模拟图通过颜色和图案的变化，显示相关安全系统执行机构的状态及动作。⑨协助运行综合显示功能。在正常运行和事故情况下，为操纵人员提供一幅有关核电厂重要安全功能监督及当前核电厂状态的画面。

anquan fenxi baogao

安全分析报告 （safety analysis report） 许可证申请者（如核电厂营运单位）为支持核安全许可证申请而组织编制的，并向国家核安全监管机构提交的文件。用于证明申请满足相关的核安全法规要求。安全分析报告包括核设施（核电厂）厂址安全分析报告、核设施（核电厂）安全分析报告等。

核设施（核电厂）厂址安全分析报告 在核电厂项目立项的可行性论证过程中，为获得核电厂厂址审查意见书，向国家核安全局提交的审评资料。其按照HAF-J0067《核电厂可行性研究阶段厂址安全分析报告格式和内容》编制，以证明拟选核电厂厂址不存在颠覆性因素，满足HAF101《核电厂厂址选择安全规定》及其附属导则的技术要求，具备建设核电厂的厂址条件。（见核电厂选址安全要求）

核设施（核电厂）安全分析报告 用于向国家核安全监管机构论证核电厂在运行时能确保安全，并能保障工作人员和公众的健康及保护环境。按照核电厂建设的不同阶段，安全分析报告分为初步安全分析报告、最终安全分析报告和修订的最终安全分析报告。初步安全分析报告用于支持核电厂建造许可证申请，最终安全分析报告用于支持核电厂首次装料批准书申请，修订的最终安全分析报告用于支持核电厂运行许可证申请。核电厂安全分析报告在经国家核安全监管机构审评认可后，具有法律效力，对其任何修改都应得到国家核安全监管机构的审评认可。此外，核电厂必须以初步安全分析报告中的设计或承诺来建造，必须在最终安全分析报告中分析确定的范围内带核调试和运行，任何与安全相关的设计修改和超出限定范围的运行必须事先经国家核安全监管机构的审评认可，并把相关修改内容反映到初步安全分析报告、最终安全分析报告或修订的最终安全分析报告中。（见核安全许可证制度）

核电厂安全分析报告内容应包括核电厂概述，厂址特征，构筑物、部件、设备和系统设计，反应堆，反应堆冷却剂系统及与其连接的系统，专设安全设施，仪表和控制，电力，辅助系统，蒸汽电力转换系统，放射性废物管理，辐射防护，运行管理，调试大纲，事故分析，运行技术规格书，质量保证和人因工程等。

核电厂概述 叙述核电厂类型及机组数量，厂址位置，核蒸汽供应系统和安全壳的类型及其设计者，预定竣工日期和每一机组投入商业运行的日期，并对核电厂设计作简要说明，包括主要设计准则、运行特征和核蒸汽供应系统的安全考虑，以及主要系统的简要叙述。

厂址特征 给出厂址和附近的地质、水文、气象及地震资料，确定与厂址相关的工程设计基准并作出恰当评价。

构筑物、部件、设备和系统设计 简述安全重要的构筑物、部件、设备和系统的设计准则，说明如何满足法规中提出总的设计准则要求。

反应堆 提出反应堆在设计寿期内在各种运行状态和事故工况下执行其安全功能能力的评价和支持性资料。简述燃料系统、堆内构件和反应堆控制系统的机械、物理、热工与水力学设计、材料选择。

反应堆冷却剂系统及与其连接的系统 简要描述系统及

其部件。论证反应堆冷却剂系统能达到设计目标，并在各种运行状态和事故工况下仍能保持其完整性。

专设安全设施　论述专设安全设施的材料，以及材料的相互影响可能对这些设施运行的损害。说明安全壳的设计依据、特点和评价，安全壳中可燃气体的控制。简述应急堆芯冷却系统，给出该系统的所有子系统及其设计依据。提供详细资料，说明裂变产物排除系统的运行性能。对于主控制室应急可居留系统，应说明确定其功能设计及其依据。对于2级和3级（即质量B组和C组）部件，应说明其在役检查大纲。

仪表和控制　重点说明构成反应堆保护系统的仪表及其相关设备，提供调节系统和仪表装置的分析。确定设计安全准则，提供保护系统功能技术设计依据的说明。

电力　简述核电厂厂用电系统和保安电力系统与电力系统的联系方式，包括厂内外供电系统。确定安全负荷及所执行的安全功能。

辅助系统　对反应堆安全停堆或保护公众健康必不可少的系统应予以说明，包括各系统和主要部件的设计依据。

蒸汽电力转换系统　概述系统的主要设计特点，表明该系统在正常运行或瞬态工况下能完成功能。

放射性废物管理　论述核电厂控制、收集、输送、储存、处理和处置含有放射性物质的气体、液体及固体废物的能力，以及监测放射性废物释放的仪器仪表。

辐射防护　给出核电厂在正常运行工况下和预计运行事件中的辐射防护方法，以及对操作人员所受辐射剂量的估计资料。论证职业性辐照符合可合理达到的尽量低的原则。说明辐射防护特点并给出保健物理大纲。

运行管理　给出核电厂生产准备工作和运行计划的资料。①说明负责核电厂设施的设计、审查、批准、施工管理、试验及运行等各项任务的机构及其职责、工作人员数量和资质；②提出核电厂工作人员培训大纲；③提出应急计划及其执行机构；④提出在正常运行、非正常运行和应急活动中所采用的管理规程、运行规程及维修规程；⑤提出核电厂实体保卫的具体计划。

调试大纲　核蒸汽供应系统及其他辅助系统的构筑物、系统和部件的调试大纲，包括运行前试验、首次装料和首次临界、低功率试验和提升功率试验等阶段。初步安全分析报告叙述调试大纲总计划，最终安全分析报告应进一步说明。

事故分析　对假设的核电厂运行过程参数波动和设备误动作或故障，进行响应分析和安全评价，以确定运行限值、安全系统整定值和部件与系统的运行技术条件。许可证申请者应对假想的瞬态和事故进行分类，对各个假设始发事件逐一评价。对典型的假设始发事件应按照规定的格式予以评价。

运行技术规格书　核电厂运行许可证的申请者应提交拟采用的运行技术规格书及其依据，经国家核安全监管机构审查并修改完善后，作为运行许可证的限值和条件。核电厂许可证申请者应分阶段提出初步和最终运行技术规格书，包括数据、曲线、图表及其他数据。

质量保证　核电厂许可证申请者应制订一份质量保证大纲，并说明在设计、建造和运行中如何实施该大纲。

人因工程　核电厂许可证申请者在初步安全分析报告中提供的资料，应保证核电厂的最终设计符合设计准则和适用的人因工程原则，并留有足够安全裕度。在最终安全分析报告中，提出最终设计符合设计准则和适用的人因工程原则的证据。

anquan jiandupan xitong

安全监督盘系统　(safety supervision panel system)

见安全参数显示系统。

anquanqiao neizhi huanliao shuixiang

安全壳内置换料水箱　(in-containment refueling water storage tank，IRWST)

布置在安全壳内储存一定浓度含硼水、与安全壳内部混凝土结构混为一体，内贴不锈钢的大型水箱。

压水堆核电厂中，换料水箱是事故情况下提供堆芯冷却的重要水源，是核安全级的构筑物，设计要求抗震、抗外部飞射物的损害。因此，压水堆核电厂设计中都将以前布置在安全壳外面的换料水箱布置在安全壳内，大大提高了事故情况下堆芯冷却用水源的可靠性和安全性。

AP1000先进压水堆核电厂和EPR先进压水堆核电厂都设置安全壳内置换料水箱，其相同功能是：它们都是应急堆芯冷却系统主要设备之一；在反应堆换料操作前向反应堆换料水池提供充足的硼水；事故工况下，用于安全系统的水源。其不同的功能在于事故工况下，承担不同的任务。

AP1000核电厂安全壳内置换料水箱用于核电厂发生设计基准事故下，在反应堆冷却剂系统第1～3级自动卸压系统投入运行时，水箱接受并冷凝卸压系统排放的水蒸气，实现反应堆冷却剂的快速降压。待冷却剂系统卸压后，水箱依靠重力向堆芯注射含硼水，淹没堆芯，并收集安全壳内壁水蒸气冷凝产生的凝结水，重新注入堆芯，实现堆芯的长期冷却。为防止堆芯熔化导致压力容器熔穿的严重事故发生，安全壳内置换料水箱向反应堆堆腔注水，淹没并冷却反应堆压力容器外壁面，使堆芯熔融物滞留在反应堆压力容器内。另外，在核电厂发生非失水事故，非能动余热排出热交换器投入运行时，水箱作为热阱，带出堆芯的余热。

EPR核电厂安全壳内置换料水箱在核电厂发生设计基准事故时，用作堆芯安全注射和余热导出系统的水源，冷却堆芯；在严重事故工况下，作为安全壳热量导出系统的热阱，通过喷淋降低安全壳内的压力和温度；在发生堆芯熔化，反应堆压力容器熔穿时，为堆芯熔融物收集与冷却设施提供冷却水以保护安全壳底板不熔穿。

anquanqiao penlin xitong

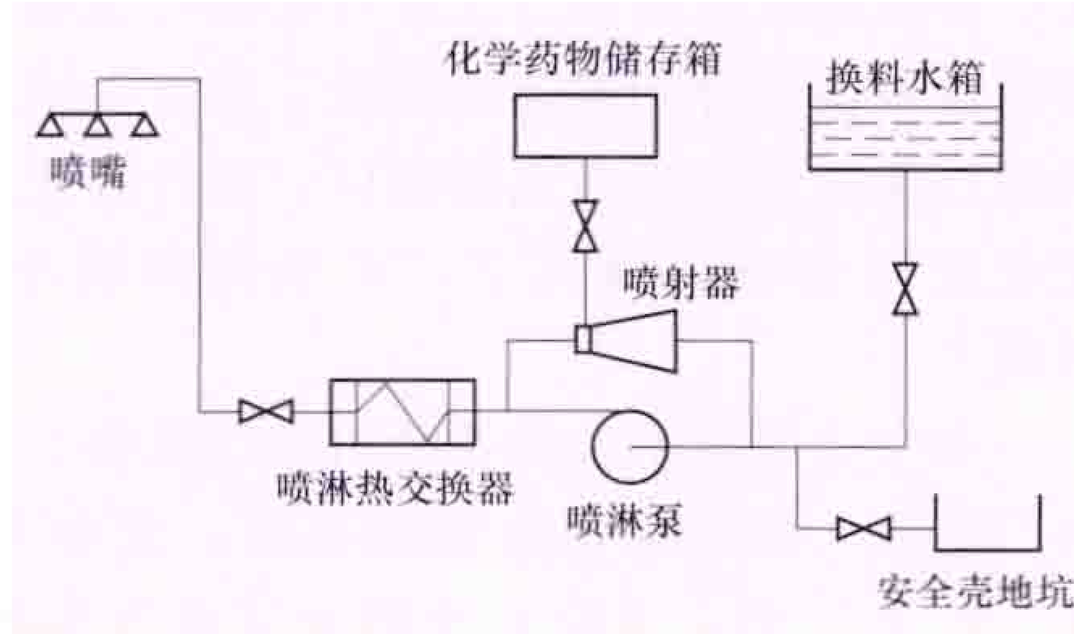
安全壳喷淋系统　(containment spray system)

用于在核电厂发生失水事故或安全壳内主蒸汽管道破裂事故后降低安全壳内的峰值压力和温度，以防止安全壳超压的系统。安全壳喷淋系统是压水堆核电厂中的专设安全设施之一。在失水事故时，由于在喷淋水中添加的化学药物（NaOH）能滞留悬浮在安全壳空气中的裂变产物，因此，减少裂变产物（主要是放射性碘）向环境的泄漏量。喷淋液最终集中于安全壳地坑中，添加的化学药物可以实现安全壳

地坑水的化学控制，使其 pH 值控制在 8.5～10.5。这样可以长期滞留碘，并减少安全壳内设备的腐蚀和限制金属表面与喷淋液作用而产生氢。

系统组成　通常由两个冗余、分隔的喷淋系列和一个共用的化学药物添加回路组成。两个喷淋系列可同时使用，以缩短处理事故的过程，其中任何一个系列失效，都不会丧失系统的安全功能。

每个喷淋系列由一台喷淋泵、一台喷淋热交换器、喷淋环管和喷头组成（见图）。喷淋泵通常为离心式结构，每台泵设有小流量旁通管，以防止泵在无输出流量时发生热变形和损坏。喷淋泵应布置得低于安全壳地坑，以使泵有一定的净正吸入压头而避免发生汽蚀。某些核电厂的喷淋热交换器与余热交换器共用。化学药物储存箱内的药物通常为 NaOH 溶液，由喷射器利用喷淋泵进出口压差引入喷淋液中。也有些核电厂设化学添加子系统，将化学物质放在安全壳地坑中，在再循环工况下进行喷淋液 pH 值调节。喷淋系统的喷嘴通常为离心式结构，喷嘴布置在安全壳内尽可能高的位置，为满足去除裂变产物的要求，喷淋液所覆盖的安全壳横截面积应达到 90%以上。喷淋液滴的平均直径一般不超过 1000μm。为降低安全壳压力，喷淋液滴应均匀分布在安全壳运行层以上至少 75%的净自由容积内。



安全壳喷淋系统流程

系统运行　有直接喷淋和再循环喷淋两种工况。安全壳直接喷淋工况是在发生失水事故或安全壳内主蒸汽管道破裂事故时，由安全壳高-高压信号起动喷淋泵，吸取换料水箱内的含硼水，经喷淋管线和喷嘴喷入安全壳内。由安全壳高放射性信号起动化学药物添加回路，由喷射器将化学药物储存箱内的 NaOH 溶液注入喷淋水。安全壳再循环喷淋工况是在换料水箱水位到达低-低整定值时，安全壳喷淋泵切换到从安全壳地坑中吸水，通过喷淋热交换器管侧唧送，靠壳侧的设备冷却水排出热量，冷却后的水喷入安全壳内，如此反复循环来降低安全壳的压力和温度。安全壳地坑应设置过滤网，滤去 3mm 以上的颗粒，防止堵塞管嘴。安全壳地坑及其出口管的设计须保证泵不发生汽蚀。

anquanqiao qingqi dianhuoqi

安全壳氢气点火器 (containment hydrogen igniter)

用于核电厂严重事故下，迅速消除事故后产生并释放到安全壳大气中的氢气，限制安全壳内氢气浓度，防止安全壳内发生氢气爆炸，是专设安全设施之一。安全壳氢气点火器采用电火花或电加热方式产生的高温来点燃已达到最低可燃浓度的含氢空气，以消除氢气，避免发生氢气爆炸，它一般布置在安全壳内氢气可能释放和传播的区域。

安全壳氢气点火器主要有电火花塞型和螺旋线圈型两种。这些形式的安全壳氢气点火器都有可靠的点火功能，并适应核电厂严重事故后的苛刻环境条件。

anquanqiao qingqi fuheqi

安全壳氢气复合器 (containment hydrogen recombiner)

核电厂专设安全设施重要设备之一，用于发生核电厂设计基准事故或核电厂严重事故后，消除由于堆芯内燃料元件丧失冷却而引起的锆-水化学反应、水辐照分解以及材料腐蚀等产生并释放到安全壳内大气中的氢气。防止安全壳内发生氢气爆炸或爆燃造成安全壳破坏和事故缓解设施的运行受损。

安全壳氢气复合器是非能动设备，采用氢氧催化复合原理消除安全壳大气中的氢气。其结构是一个顶部和底部都有开口的钢结构筒体，在筒体下部放置催化剂床。含有氢气的空气从筒体底部进入催化剂床，其中的氢、氧分子被催化剂吸附并发生化合反应生成水分子，同时放出热量。受热的湿空气由于密度下降而向上流动，从安全壳氢气复合器顶部流入安全壳，同时吸引未发生反应的含氢空气从筒体底部开口进入，促使安全壳氢气复合器连续运行。

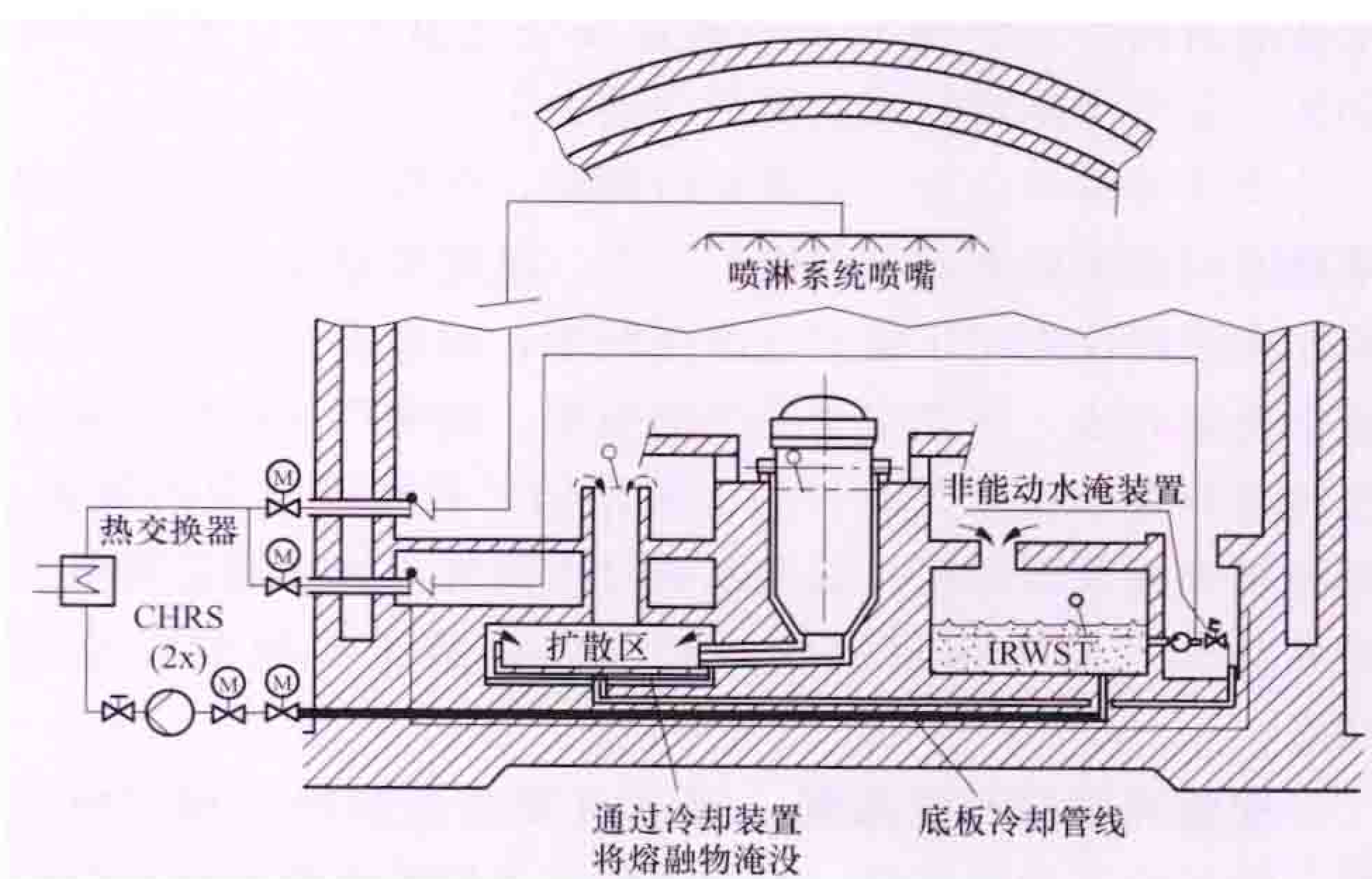
安全壳氢气复合器一般采用钯、铂等贵金属作为催化剂的活化组分，具有优良的氢氧复合催化性能，能适应事故后安全壳内空气的苛刻环境。其特点是在很低的氢气浓度和较低的空气温度下，均能可靠地消除其中的氢气。

anquanqiao reliang daochu xitong

安全壳热量导出系统 (containment heat removal system)

EPR 先进压水堆核电厂发生堆芯熔化的严重事故下，导出安全壳和安全壳内置换料水箱热量，限制安全壳压力升高的系统。其主要功能是：为堆芯熔融物展开区域和堆腔底板结构的冷却装置提供冷却水，保护堆腔底板不熔穿；导出安全壳中热量，限制安全壳压力升高；通过设备冷却水和压水堆重要厂用水系统将安全壳内置换料水箱中的热量导出至最终热阱。

安全壳热量导出系统设置两个 100% 容量系列。每个系列由一条安全壳内置换料水箱（IRWST）吸水管线、一台泵（CHRS）、一台热交换器、一套穹顶喷淋装置和一条底板冷却管线组成（见图）。核电厂发生堆芯熔化事故后，安全壳内置换料水箱的水流入熔融物展开区和堆腔底板的冷却装置，加热后产生的蒸汽排入安全壳大气中，并由安全壳喷淋系统冷却。凝结水流回安全壳内置换料水箱。热量通过热交换器，由设备冷却水和重要厂用水系统带出。



安全壳热量导出系统组成

两个系列相互独立。一个系列发生故障不会影响系统功能。由于安全壳设计压力按严重事故工况考虑，在事故情况下，如不考虑氢气燃爆风险，安全壳热量导出系统可在12h内不需投入运行。在12h后，一个系列运行能保持安全壳压力低于其设计压力。两个系列同时运行，在24h内能将安全壳压力降到0.2MPa以下。

anquanqiao wanzhengxing jiandu

安全壳完整性监督 (monitoring integrity of containment) 核电厂运行期间，通过对安全壳及其用于与外界隔离的贯穿件的泄漏率、安全壳结构形变来监测安全壳的密封性和安全性。安全壳是核电厂防止放射性物质外逸的第三道实体屏障，核电厂对各种运行工况下安全壳完整性规定了严格的限制条件。核电厂在投运前进行安全壳整体结构和密封性试验，投入运行后首次大修以及此后要定期进行安全壳整体结构和密封性试验，以检验安全壳在设计事故工况下包容放射性物质的性能；在日常运行期间要监督安全壳在运行压力下的泄漏情况，以检验安全壳的总体密封性能。核电厂必须遵循HAF102《核电厂设计安全规定》，并依据安全分析报告及参照安全壳设计所遵循的设计规范制定具体的监督计划。安全壳完整性监督包括安全壳密封性监测和安全壳结构形变监测。

安全壳密封性监测 包括安全壳密封性试验和日常泄漏率监测。

安全壳密封性试验 包括A、B、C三类密封性试验（见安全壳整体结构和密封性试验）。

(1) A类密封性试验。安全壳整体密封性试验，核电厂在投运前和寿期内，通过将干燥空气打入安全壳进行打压试验，测定安全壳整体泄漏率。每隔10年重复一次。若相邻两次试验测得的安全壳整体泄漏率与允许限值相比的裕度减少75%以上，则下次试验间隔时间应减至5年。

(2) B类密封性试验。电气贯穿件和两个人员闸门、设备舱口和燃料传输通道的密封性试验。通过检查安装在电气贯穿件的压力表读数来确定其泄漏情况，检查每年一次，发现压力下降及时补气。对于人员闸门、设备舱口和燃料传输通道，任一通道的泄漏率不得超过安全壳最大允许泄漏率的1%，一般1～2年进行一次，但每次开启之后必须重新进行密封性试验。

(3) C类密封性试验。安全壳隔离阀的密封性试验。安全壳隔离阀的总泄漏率不得超过安全壳最大允许泄漏率的50%。安全壳隔离阀试验周期分别为1、5、10年不等。

日常泄漏率监测 正常运行期间，在线安全壳泄漏监测系统实时连续监测安全壳内的压力、温度和湿度的变化，以及安全壳内仪表用压缩空气的消耗率，通过安全壳内空气质量平衡等方法，计算安全壳的泄漏率。核电厂运行技术规格书明确规定了安全壳允许的泄漏限值，若超过规定的限值，则必须查找原因纠正；若泄漏值过大而且不能在规定期限内得到纠正，则为保证安全，必须停运核电机组到安全的状态。

安全壳结构形变监测 通过对安全壳的径向和切向位移、地基的不均匀沉降、安全壳预应力钢筋混凝土结构的局部应力等的监测，来验算结构应力和形变状态，从而对结构的安全做出判断。对于混凝土结构的安全壳，也包括预应力钢缆张力监督，目的是确认安全壳结构上的完整性。其中径向位移、切向位移监测、局部应变、筏基沉降监测周期均为6个月。混凝土结构的安全壳预应力钢缆张力监测始于建造期间，施加预应力后，最初每天监测一次，然后每周、每月监测一次，最后过渡到正常监测周期，每6个月监测一次。

anquanqiao xieloulü shiyan xitong

安全壳泄漏率试验系统 (containment leak rate test system) 安全壳建成和运行后，对其密封性能进行试验，以验证是否达到设计要求的系统，也称安全壳整体密封性试验系统。安全壳是核电厂的第三道屏障。为保证核电厂可靠运行，保证环境和公众安全，必须控制放射性物质的逸出，要采用经认可的方法进行密封性试验，以检验安全壳在密封性方面设计和建造的质量，评价失水事故时出现泄漏的风险。通过试验找出泄漏部位，进行必要的维修，以确保在正常运行和事故情况下，安全壳泄漏率在规定的允许限值内。

安全壳泄漏率试验系统由充压设备、测量仪表、管道和阀门组成。根据法规和标准要求，安全壳泄漏率试验分为A、B、C三类，试验分为初次试验和定期试验。在机组运行前，按以下次序进行初次试验：①B类试验；②C类试验；③设计压力下的整体密封性试验（A类试验）。定期试验是在反应堆第一次换料时进行A、B、C类综合试验，以后每隔10年重复一次。若相邻两次试验测得的安全壳整体泄漏率与允许限值相比的裕度减少75%以上，并对泄漏率增长部分不能定位和密封，下次试验间隔时间应减至5年。对B、C类的局部试验，一般2年进行一次。A、B、C三类试验详细要求见安全壳整体结构和密封性试验、安全壳完整性监督。

anquanqiao zhengti jiegou he mifengxing shiyan

安全壳整体结构和密封性试验 (containment integrity and tightness test) 在核电厂投入运行前，为检验安全壳强度和密封性是否达到设计要求所进行的测量和验证活动。安全壳作为核电厂的第三道屏障，为保证核电厂可靠运行，保证环境和公众安全，必须控制放射性物质的逸出，要采用经认可的方法进行强度和密封性试验，以检验安全壳设计和建造的质量。试验方法是对安全壳用干空气充压来模拟设计基准事故状态下的安全壳峰值压力，在安全壳的设计压力下，进行密封性试验，再将安全壳压力升到设计规定的压力（为设计压力的1.1～1.15倍）进行安全壳整体结构试验。安全壳整体结构和密封性试验是同时进行的。

安全壳密封性试验 根据规范要求，安全壳密封性试验分为A、B、C三种类型。

A类密封性试验 模拟设计基准事故工况，对安全壳压力边界整体加压，测量安全壳的总泄漏率，也称安全壳整体泄漏率测量试验。A类密封性试验一般运用理想气体定律原理，采用绝对法来测定密封性，通过测定安全壳内干空气的压力变化，并根据平均温度及相对湿度的变化加以校正。

试验方法是将干燥空气充入安全壳内，加压到安全壳的

设计压力，在24h内定时测量压力、干球温度和露点温度，计算该时间段内空气质量的减少值，以确定安全壳的总泄漏率。

A类密封性试验的验收准则要考虑试验工况和失水事故工况的差别及仪器的误差，其泄漏率要满足关系式

$$F_m + \Delta F_m \leqslant 0.75F_c$$

式中 F_m 为泄漏率；ΔF_m 为测量仪器的误差；0.75为安全壳老化所取的安全系数；F_c 为试验条件下最大允许的泄漏率。

A类密封性试验一般要在B、C类密封性试验完成后进行。

B类密封性试验　对电气贯穿件和安全壳人员闸门、设备闸门和燃料运输通道等进行的泄漏率测量试验。电气贯穿件通过安装的压力表读数来测定其泄漏情况。安全壳人员闸门、设备闸门和燃料运输通道的密封件，一般采用对密封空间充压到安全壳设计压力，从连接到被试部件试验接口的流量计上读取流量即为该被试部件的泄漏率，任一闸门或通道的泄漏率一般不得超过安全壳最大允许泄漏率的1%。

C类密封性试验　对安全壳隔离阀进行的泄漏率试验。C类密封性试验涉及位于安全壳两侧的所有隔离阀，其中主蒸汽系统、主给水和辅助给水系统，以及蒸汽发生器排污系统的隔离阀，在蒸汽发生器二次侧的水压试验时进行。对隔离阀的泄漏率试验要尽可能地从安全壳内向外验证它的密封性，隔离阀在关闭状态下在进口端加压，直接在出口测量泄漏率或在阀门两端加压，测量压降损失或用流量计算泄漏率等。试验介质采用空气或水，试验压力为安全壳设计压力，试验持续时间为0.5～2h。所有独立阀门的泄漏率不得大于整体安全壳允许泄漏率 $0.75F_c$ 的5%。安全壳隔离阀的总体泄漏率，各国标准不一致，一般不得超过安全壳最大允许泄漏率的50%。

安全壳整体结构试验　用于验证安全壳在设计规定的内部压力条件下承载能力的测量活动。在各个压力台阶下，测量安全壳结构的应变和整体形变（径向和切向），以验证安全壳在弹性变形范围内，其强度满足设计要求。测量项目有：

（1）安全壳整体形变测量。包括水平变位测量和筒体竖向整体变位测量，安全壳充压后会膨胀，水平方向和筒体竖向会发生变化，通过形变测量，来反映安全壳结构在打压期间的整体膨胀和收缩等变位情况。

（2）安全壳结构应变测量。测量安全壳筒体、穹顶、筏基等不同部位的应变。对于混凝土结构的安全壳，应变计预埋在混凝土结构内部；对于钢制安全壳，应变计敷贴在钢结构内外表面，通过局部应变的测量，来反映安全壳结构在打压期间的局部收缩、蠕变等情况。

（3）预应力钢缆束张力测量。对于混凝土结构的安全壳，在安全壳筒体、穹顶处预埋一系列的预应力钢缆束，底部安装张力计，因此还要测量预应力钢缆束的张力变化。

试验验收准则要求在各级压力下，安全壳结构的应变和形变能与理论计算值在设计规定的偏差范围内，安全壳应具有良好的线性和可逆性，卸压后残余应变很小。试验所需压缩空气由核电厂压缩空气系统或临时空气压缩机提供。安全壳升降压期间，要控制安全壳升压和卸压速率在规定范围内。

anquan wenhua

安全文化

（safety culture）　在组织和个人中，建立使核安全问题根据其重要性得到最高优先关注的特性和态度的集合。安全文化有两方面基本内容：第一个是在一个组织内的必要的构架，也就是管理系统的责任制；第二个是参与并得益于此系统所有层次成员的响应态度，包括每个人对安全重要性的认识、承诺、积极性、应具备的知识和能力、责任制和监督。

1986年，国际原子能机构国际核安全顾问组在《切尔诺贝利核电厂事故审查会报告》（INSAG-1）中首次提出要加强安全文化；1988年，《核电厂基本安全原则》（INSAG-3）对安全文化做出了进一步的说明；1991年，《安全文化》（INSAG-4）对安全文化做了更系统的阐述。

安全文化对所有从事有潜在风险的活动都是必要的，对从事核设施、核活动尤为重要。安全文化必须从每个国家、社会、地区和组织现存的文化中产生，并必须成为上述文化的一个组成部分。必须尊重现有的文化，并在此基础上创建自己的安全文化。

创建安全文化是所有人员的共同责任，但对决策层、管理层和工作人员各有其不同的要求。

对决策层的要求　主要是：①政府必须充分认识核安全的国内国际影响，负担起保护人和环境的责任，制定核安全政策、核安全法律法规，建立独立于核能发展组织的核安全监管机构，确立营运单位安全责任制。②核安全监管机构必须代表政府独立实施对核安全的监督管理，制定核安全法规、核安全许可证制度，推动创建符合国情的安全文化。③核能发展和营运的组织负责所属核设施的安全管理，必须制定安全政策声明，建立合理高效的管理机构，保证必要的资源，培育安全文化，创建良好的工作环境和工作人员的行为规范。

对管理层的要求　主要是：①必须认真遵守核安全法规及许可证限值和条件；②明确确定组织内的组织结构、职责授权界限和联络渠道；③制订和严格执行工作规程；④系统地进行工作人员的培训、考核和授权，以及安全文化的教育；⑤组织内部和外部的评价、验证和经验反馈。

对工作人员的要求　主要是：①质疑的工作态度。对工作有预想，有风险意识，对不确定因素及危害加以关注。②严谨的工作方法。严格按程序办事，出现问题，停下来思考，需要时请求帮助，直到把问题解决，才进行下一步工作；切忌贪图省事，放弃程序，自找方法，走捷径。③相互交流的工作习惯。认真学习，参加工作的人员有一个正确的统一理解，重视经验反馈，吸取别人的经验教训，防止犯同样的错误，充分发表意见，不隐瞒自己见到的隐患和问题。

参考书目

INSAG-4 Safety Culture. Vienna: IAEA, 1991.

anquan wenhua jianshe

安全文化建设

（building nuclear safety culture）

在一个组织内部通过一系列的实践活动来建立、强化和提高安全文化的过程。核电厂营运单位必须强化安全意识及提高安全文化水平，遵守为增强安全而制定的规定，及时更新文件并防止过分自信和自满的情绪。

安全文化的发展过程　一般分为三个阶段：第一阶段，法治监督阶段，在这一阶段，组织视安全为外部要求，而不是将其视为有助于组织取得成功的一种行为表现。外部要求是指国家政府、地方当局或监管机构的要求。对人员行为和态度影响安全的知识知之甚少，并且不愿意多考虑这类问题。安全在很大程度上被视为纯技术问题，只要符合规则和法规就认为足够了。第二阶段，自我约束阶段，在该阶段的组织，即使没有监管压力，也重视安全绩效的管理。尽管对人员行为与安全的关系有所认识，但却往往被忽视，解决问题仍然主要借助技术和程序途径。安全绩效开始追求目标管理，当安全绩效停滞不前时，组织开始寻找进一步提高的原因，并乐于寻求其他组织的援助。第三阶段，自我完善阶段，在该阶段的组织已接受持续改进的理念，并将这一理念应用于安全绩效管理。组织着重强调交流、培训、管理模式的建设，并不断提高工作效率和工作效能，组织中的每一个人都能认识到行为问题对安全的影响。

安全文化的培育　安全文化的第三阶段是核电厂安全文化建设的最终目标，是许多组织致力于达到的理想状态，要达到这个阶段是一个持续的过程。为实现此目标，需要从承诺、程序的使用、保守决策、报告文化、挑战不安全行为和状态、学习型组织、安全文化培育的要求七个方面进行安全文化的培育。

（1）承诺。组织最高层对安全和加强安全文化的承诺是达到卓越安全业绩的首要因素，也就是说，组织最高层把安全（尤其是核安全）要求清楚地、毫不含糊地放在第一位，且组织的安全原则绝对清楚。但是，对增强安全的真正承诺不仅是编写政策声明和高层职员讲话中提及安全的重要性，承诺不仅要领导示范，还要和他们的员工合作，把组织的安全目标体现到日常工作中，即真正为安全投入时间和资源。

（2）程序的使用。保证核安全、辐射防护、环境监测与环境保护等需要各个方面清晰的书面程序，要求员工理解并自觉始终如一地执行和使用这些程序，组织管理者需要权衡程序的数量和程序范围，程序需要明确和强调主要风险，适合使用者并被正确理解，只有这样，操纵员才会相信程序，承诺并全面执行程序。需要控制的工作程序应简洁易懂，在工作现场可直接使用。

（3）保守决策。工作层不要形成一种心态，认为安全条件将由别人提供，认为其他核电厂的事件不可能在自己的核电厂发生。实践中应强调“安全第一”的原则，在安全相关事项中采取保守态度，检查临界情况和假定最坏的情况可能发生。为了发展和加强保守决策文化，员工在安全方面产生合理疑问时，应该鼓励停止工作和不同意随意修改的行为。

（4）报告文化。在安全文化良好的组织中，对故障和未遂事件进行经验反馈，以避免更严重的事件，因此需要大力推动有潜在教育意义的所有事件得到报告，并调查分析根本原因，及时反馈分析结果和采取补救行动。为形成良好的报告文化，要鼓励所有员工报告即使是很小的事项。良好的报告文化应该被员工认为是正当的，是建立在互相信任气氛中的。

（5）挑战不安全行为和状态。几乎所有的事件，从工业安全和放射性事故、故障和未遂事件到影响核安全的故障，都是从无意识的不安全行为或不可接受的核电厂状态和过程开始的，而这些往往是潜在的缺陷，没有觉察到的或被认为是习惯、惯例而被忽视了。为避免和减少这些潜在缺陷，要求员工和承包商具有安全系统的知识和风险知识，同时鼓励员工挑战潜在的不安全实践和不足。工作人员应该相互提醒和纠正不安全的工作行为，养成一个良好的工作习惯。

（6）学习型组织。一个组织如果停止了通过标杆来瞄准和寻找最佳实践以谋求发展和寻求新思路，就会有倒退的危险，学习型组织体系体现在核电厂能够对过去的成功和失败进行学习，或从外部核电厂学习，形成一个经验反馈体系，使经验和教训在内部得到传递，并确保实施改进的有效性。不鼓励盲目采纳新的想法和实践，避免过于自信和自满。必须建立一个勇于承认错误而不担心受到惩罚的环境。

（7）安全文化培育的要求。安全文化需要：①各个层次人员的沟通交流，这包含了管理人员和员工的对安全的沟通和交流，工作人员相互之间安全提醒和沟通。②确定长远目标和阶段性目标。确保计划目标应该明确实现的措施、清晰的进度和明确的责任。③对即将开始的工作建立并保持清晰的组织结构和明确的责任，更应该知道自己在组织中的任务，以及如何应用他们的知识技能实现并保持其目标。④安全文化的建设需要长期坚持。保证人员的安全意识得到不断强化，安全行为得到不断规范。

anquan xitong sheji zhunze

安全系统设计准则　(design criteria of safety systems)

为在设计所考虑的事故下，核电厂安全系统都能执行其安全功能而确定的设计原则。反应堆保护系统、安全执行系统及其相关的辅助系统，构成核电厂安全系统，它是核电厂安全纵深防御的第二层或第三层。安全系统的设计，应满足在任何核电厂设计基准事故情况下都能执行其预定安全功能的要求，即保证反应堆安全停堆、连续和长期地从反应堆排出余热、防止放射性物质不可控地向环境释放。为了达到这些要求，根据核电厂设计和运行的经验，安全系统的设计必须满足单一故障准则要求并达到规定的可靠性指标，设计中应采用多重性原则、多样性原则、独立性原则，以及采用故障安全原则和其他安全考虑。

单一故障准则　一个使某个部件不能执行其预定安全功能的随机故障，称为单一故障。由某个单一随机事件引起的所有继发性故障，均视为该故障的组成部分。任何设备组合，如果在任何部位发生可信的单一随机故障时，仍能执行其正常功能，则认为该设备组合满足单一故障准则的要求。核电厂设计中有两类设备组合必须遵守单一故障准则：①用以完成各项为抑制特定假设始发事件的后果，使之不超过设计基准规定限值所需要动作的设备组合，或称安全组合；②核电厂安全设计规定中注明要求遵守单一故障准则的安全系统。凡属下列情况之一者，可允许不遵守单一故障准则：①极为罕见的假设始发事件；②假设始发事件极不可能的后果；③为维护、检修或定期试验，设备在规定的时间内停止使用。单一故障准则在具体设计中的应用，各国有所不同，差异主要在能动故障与非能动故障的划分方面。

多重性原则　为完成一项特定安全功能而采用多套重复的设备，即多重性，它是达到安全系统高可靠性和满足单一故障准则的重要设计原则。在运用多重性原则的条件下，任

何一套设备出现故障或失效是可承受的，不致导致功能的丧失。

多样性原则　采用多样性原则能减少某些共因故障的可能，从而提高某些系统的可靠性。共因故障是指若干装置或部件的功能可能由于出现单一特定事件或原因而失效，造成共因故障的原因很多，如设计和制造缺陷、运行和维修差错、自然现象、人为事件、信号的饱和、材料老化及环境因素等。多样性原则要求对于完成同一安全功能的多个设备，采用不同的工作原理或物理变量，处于不同的工作环境，取自不同的生产制造厂以减少同时失效的概率。辅助给水泵采用电动和汽动两种形式即是典型示例。多样性原则使单一故障准则更加完善，并提高了核电厂的安全性。

独立性原则　要求安全系统多重性序列之间、不同安全系统之间、安全系统与非安全系统之间等保持相互独立，避免相互干扰和影响。独立性可在系统设计中通过采用功能隔离或实体分隔来实现。功能隔离：防止一个线路或一个系统的运行模式或故障影响到另一个线路或系统。实体分隔：各安全设备之间和完成同一安全功能的设备之间，采用几何方法（距离或方位）或结构屏障法，使它们相互分隔，以使单一事件不会导致多重失效。实体分隔可防止火灾、水淹、自然现象和人为事件等造成的共因故障。

故障安全原则　当设备发生故障时，应使设备处在有利于安全的状态下。控制棒驱动机构，在电源故障时，控制棒就落入堆芯，使反应堆停闭。此原则在核电厂设计中应用较为普遍，特别是安全系统中对动力操作阀门的选择，应使它们在失去动力源时，处于对安全有利的状态。采用故障安全原则，为完成同样安全功能，可简化系统，减少设备，但仍能满足单一故障准则。动力阀门设计如不能满足故障安全原则，则在故障时要求关闭的阀门必须采用两个串联，要求开启的必须两个并联。这将增加阀门的数量，同时也增加误动作的概率。

其他安全考虑　为了达到和提高安全系统的可靠性，在核电厂设计中还应采取如下措施：①防飞射物。防飞射物设计包括对飞射物源和动能的分析、防护结构的计算和试验分析等。②防假想管道断裂的动力学效应。安全重要的高能流体管道，需采取实体隔离或用约束件和锚固点的配置，防止假想的管道断裂流体动力学效应和管道甩击的机械效应造成对邻近安全重要设施的破坏。③防止外部灾害。此措施包括对地震、洪水、海潮、恶劣气候条件等自然灾害的防护，对工业环境和交通路线造成爆炸等人为灾害的防护，以及对核电厂内部水淹和火灾等的防护。④可试验性。安全重要系统和设备，必须在不影响核电厂正常运行的条件下能定期进行试验，验证它的可运行性。⑤抗震和环境鉴定。应鉴定安全重要系统和设备在安全停堆地震的过程中和其后仍能保持完成预期功能的能力。此外，还应鉴定它们在规定的事故环境（如温度、压力和湿度）下完成预期功能的能力。⑥辅助设施设计。用于支持构成安全重要系统部分的设备，必须视作安全重要系统的一部分，其设计措施必须与其所支持的系统的可靠性相当。

anquan youxian

安全优先　(safety first)　从事核安全重要活动的一切组织都必须贯彻的、核安全事务放在其应有的优先地位的政策。

《核安全公约》规定，每一缔约方必须采取适当的步骤，确保从事与核设施直接有关活动的一切组织为核安全制定应有的优先政策。国际原子能机构《核设施安全》规定，凡从事核安全重要活动的组织，必须制定给予核安全事务以最高的优先政策，并必须保证这些政策在该组织中有明确职责区分和联络渠道的管理结构中得到贯彻。

中国从核工业发展之初，就十分重视安全，在20世纪80年代开始核电建设后，国务院明确地提出了“安全第一、质量第一”的方针。1984年根据国务院的决定成立了国家核安全局，1986年起颁发第一批核安全法规，开始依法监管核安全。中国核电厂在选址、设计、建造、调试和运行中都认真贯彻“安全第一、质量第一”的方针。当安全问题与其他问题发生矛盾时，首先要求保证服从安全的需要。

anquan zhushexiang

安全注射箱　(accumulator，ACC)　核电厂应急堆芯冷却剂系统的主要设备之一。简称安注箱。用于失水事故时，反应堆冷却剂系统压力下降到低于安全注射箱加压氮气整定值（约5MPa）时，依靠加压氮气膨胀将储存箱内含硼水注入反应堆，实现堆芯冷却功能。

安全注射箱安装在安全壳内，为圆柱形或球形的中压容器，材质为碳钢，内表面衬奥氏体不锈钢，储存硼水浓度约为2600μg/g（2600ppm）。水箱出口管上串联两只止回阀与反应堆冷却剂管道或反应堆压力容器相接。核电厂发生失水事故后，无须操纵员动作，自动投入运行。

B

baojing shouce

报警手册 (alarm manual) 每个系统的报警手册由该系统的所有报警卡组成。核电厂每个机组有上百个系统和上千个报警信号。主控制室每个报警信号窗都对应编有一份报警卡，每个报警卡包括报警名称、颜色、探测器、报警定值、计算机信息、自动动作、原因、后果、风险、要使用的规程或要执行的操作等信息。

baojing yizhi

报警抑制 (alarm suppression) 对于核电厂当前状态中次要的、不相关或不必要的报警，使其不直接显示给操纵员的一种报警处理的方法。但如果操纵员需要了解，仍可以通过一定手段获得这些报警。基于数字化人机界面的报警系统由于不受物理空间的限制，报警数量逐渐增多，而过多的报警，使得操纵员负荷加重，注意力分散，不利于对事件的处理。报警抑制是减少报警数量、提高报警可用性的有效手段之一。被抑制的报警虽然不出现在"报警列表"里，但操纵员通过调用"被抑制报警列表"，可以查询到被抑制的报警。

报警抑制主要包括根据电厂运行状态进行报警抑制、根据设备状态进行报警抑制、根据原因-后果进行报警抑制，以及多限值的报警抑制等。

根据电厂的运行状态进行报警抑制　机组状态反映了在有效时间内机组的总体运行状况，使用机组状态（运行模式）进行主控制室报警抑制管理，是抑制与机组运行阶段没有直接关系的、可能分散操纵员注意力或增加操纵员负担的报警。

根据设备状态进行报警抑制　为了保证报警和设备当前状态相关。当水泵没有起动且泵入口隔离阀没打开时，相应的流量低或低低报警就应当被抑制。这种处理通常包含在工艺系统的控制逻辑里。如果没有在控制逻辑里实现，还可以通过报警抑制的方式进行处理。

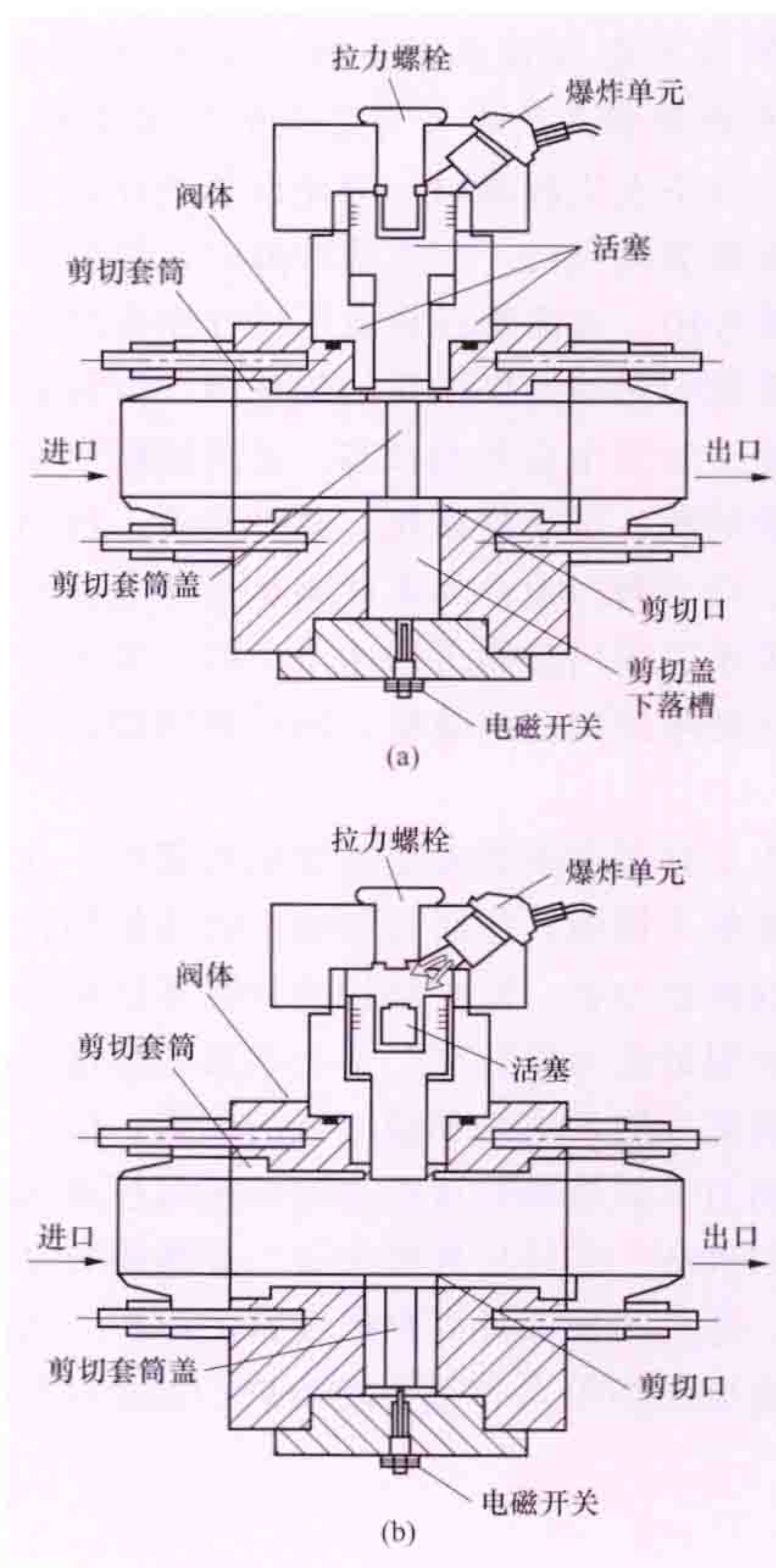
根据原因-后果进行报警抑制　为了防止出现雪崩式的报警。供电系统的丧失，会触发众多由其供电设备的报警。因此必须首先对每个报警进行功能性的分析，电源丧失报警必须抑制由此电源消失而产生的其他相关报警；压缩空气丧失报警必须抑制由此压缩空气丧失而产生的其他相关报警；热阱丧失报警必须抑制由此热阱丧失而产生的其他相关报警等。

多限值报警抑制　多限值报警是指两个关联的限值报警的出现形成抑制关系，当低低报警发生时，低报警会自动从"报警列表"中转移到"被抑制报警列表"中，低低报警同时出现在"报警列表"中；当低低报警消失时，低报警又会自动从"被抑制报警列表"中回到"报警列表"中，避免两个报警会同时在主控制室闪烁。

除报警抑制外，提高报警可用性的其他技术手段还包括报警过滤（alarm filtering）和动态优先级划分（dynamic priority coding)。①报警过滤，是去掉次要的、不相关或不必要的报警，使得报警不产生。一般来说，确实对操纵员运行没有意义的报警才被过滤掉。如果操纵员在某些情况下仍需要了解相关情况，则宜采用报警抑制的方法。②动态优先级划分，是根据机组状态，动态地改变报警优先级。但是这种应用必须确保不会分散操纵员的精力或产生任何混淆，应避免给操纵员带来额外的工作负担。

baopo fa

爆破阀 (explosively opening/squib valve) AP1000先进压水堆核电厂非能动安全系统专用的一次性开启阀门（见图）。其功能是核电厂正常运行时，保证反应堆冷却剂的零泄漏，事故工况下，保证爆破阀按要求十分可靠地快速开启。在AP1000核电厂反应堆冷却系统的第4级自动卸压系统，安全壳内置换料水箱的低压安全注射和安全壳再循环管线上都安装了爆破阀。爆破阀没有阀盘，用剪切套筒封住反应堆冷却剂的压力边界，既无阀杆的静密封，也无动密封。



爆破阀结构

(a) 关闭；(b) 开启

核电厂正常运行时，爆破阀处于无泄漏的完全密封状态。当发生事故需要动作时，自动引爆阀门的爆炸组件，爆炸引起的巨大推动力使气体压力达到阀门的驱动力，致使活塞的拉力螺栓断裂，推动活塞快速向下运动，冲断剪切盖，打通阀门的流道。

bufuhexiang

不符合项 (non-conformance item) 某一物项或服务因性能、文件或程序方面的缺陷，而使该物项或服务的

质量变得不可接受或不能确定。核电厂必须按质量保证大纲的要求制定不符合项控制程序，以保证核电厂各物项或服务的质量。凡发现物项不符合质量要求，或缺少适当的质量证据而使质量不能确定，或未按计划、指令、程序进行的活动都认为是不符合项，应立即填写不符合项报告。对不符合要求的物项必须使用标记、标签等方法进行识别和隔离，防止误用误装。根据物项对安全的重要性，不符合项可分为严重、重大和一般三个级别，其处理方法也不相同，分为超差使用、返工、修理和报废（不按原目的使用）。不符合项按规定流程进行处理，完成后应完善不符合项报告，其内容包括描述不符合项的发现、性质、类别、产生原因、处理方案和处理完成后的结果验证。

Bukuosan Hewuqi Tiaoyue

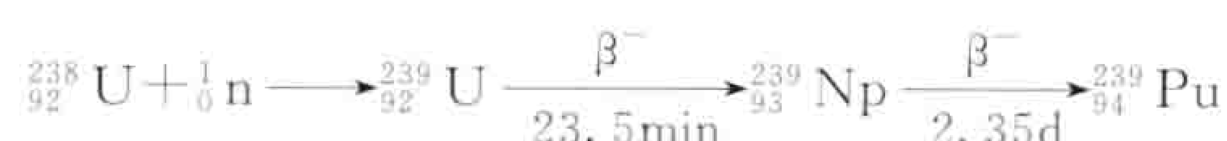
《不扩散核武器条约》（*Treaty on the Non-proliferation of Nuclear Weapons*） 防止核武器扩散的国际条约。于1968年7月1日在伦敦、莫斯科和华盛顿开放供签署，1970年3月5日生效。截至2012年6月，共有203个缔约国。《不扩散核武器条约》第十条第2款规定："本条约生效后25年应举行一次会议，以决定本条约是否应无限期地继续有效或应延长一段确定的日期"。据此，于1995年5月12日在有178个签约国家和地区代表参加的审议会上一致决定将其无限期地延长。

《不扩散核武器条约》的主要规定是：①有核武器的缔约国承诺，不直接或间接向任何国家转让核武器或其他核爆炸装置，不以任何方式协助、鼓励或引导任何无核武器国家制造或取得核武器或其他核爆炸装置；②无核武器的缔约国承诺，不直接或间接从任何国家接受核武器或其他核爆炸装置，不制造核武器或其他核爆炸装置，也不寻求这方面的任何协助；③无核武器的缔约国应与国际原子能机构签订协定，对在其领土内、在其管辖或控制下的任何地方进行的一切和平核活动中的一切核原料或特殊裂变物质实施保障监督；④本条约不得影响所有缔约国不受歧视地开展和平利用核能的权利；⑤缔约国承诺就及早停止核军备竞赛和核裁军的有效措施进行谈判。

中国于1992年3月9日加入本条约。

bu

钚（plutonium） ⅢB族锕系放射性化学元素，符号为Pu，原子序数为94。1940年由美国科学家G. T. 西博格（Gelenn Theodore Seaborg）用氘轰击铀时发现，1942年B. B. 坎宁安（B. B. Cuningham）证实。同年，E. 费米（Enrico Fermi）确认了^{238}U（铀）俘获中子生成^{239}Pu的反应



$$^{238}_{92}U + ^{1}_{0}n \longrightarrow ^{239}_{92}U \xrightarrow[23.5min]{\beta^-} ^{239}_{93}Np \xrightarrow[2.35d]{\beta^-} ^{239}_{94}Pu$$

钚含有15种同位素（见核素）（^{232}Pu～^{246}Pu），其中最重要的是^{239}Pu和^{238}Pu。^{239}Pu的半衰期为2.4万年，是易裂变核素。所以含^{239}Pu的材料是核材料，也是制造核武器的原料。^{238}Pu的半衰期为86.4年，有较高的固定衰变热，可作为空间装置和心脏起搏器的能源。

在自然界中，钚仅随铀矿痕量存在，不到铀含量的$1/10^{11}$，无开采提取价值，故钚都由人工制造，由生产堆生产的钚含^{240}Pu较少（一般低于10%），称为军用钚，可作为核武器的原料；由核电厂生产的钚称为工业钚，含20%～30%的^{240}Pu和约10%的^{241}Pu，其中^{241}Pu也是易裂变核素，可加工成新的核燃料在反应堆内复用。世界主要工业国从生产堆和动力堆的乏燃料中已提取了几百吨的钚，将来钚的主要来源是快中子增殖堆。在分离^{239}Pu的同时可回收一定量的^{237}Np（镎）。^{238}Pu用中子轰击^{237}Np来制取。

钚的特性 钚是银白色金属，熔点为913K，沸点为3503K；有六种同素异形体，其存在温度和晶体结构等物理性质见表。α-Pu的电阻率为150μΩ·cm，其电学性质与半导体相似。α-Pu的热导率为8.4W/(m·K)。钚在室温下的抗拉强度为341MPa。

钚六种同素异形体的存在温度及其性质

同素异形体	存在温度范围（K）	晶体结构	密度（t/m^3）	热膨胀系数（$\times10^{-6}$/K）
α	<388	简单单斜	19.9	+47
β	388～458	体心单斜	17.7	+34
γ	458～583	面心正交	17.1	+35
δ	583～725	面心立方	15.9	−8.6
δ′	725～753	体心四方	16.0	−16
ε	753～熔点	体心立方	16.5	+36.5

钚合金相图由钚的各种同素异形体所表征，钚可与V、Cr、Mn、Fe、Ni等多种金属反应生成金属间化合物，与U、Zr、Th有高的固溶度。U-Pu-Zr三元合金有望成为快中子增殖堆燃料。钚与氧、碳、氮生成PuO_2、PuC和PuN，它们分别与对应的铀化物组成单相固溶体，称混合物燃料。$(U,Pu)O_2$（简称MOX）是最普遍使用的快中子反应堆和轻水堆燃料。(U，Pu)C和（U，Pu)N有更高的燃料密度和热导率，是性能优越的新型核燃料。

固体钚的临界质量小，只有几千克，它限制了每次操作量。钚是剧毒物质，同时又是短射程的α发射体。钚的微尘在空气中形成气溶胶，带来吸入危险。吸入钚将集积于人的肺部、骨骼及造血组织，造成这些器官与组织的损伤。钚的高质量同位素还放射低能γ和X射线。所以，钚的操作均需在负压或必要时充保护气体的手套箱中进行。当钚中混有强γ发射体时，必须要远距离操作，并备有重屏蔽。

钚的利用 ^{239}Pu和^{241}Pu是易裂变核素，^{240}Pu则仅在快中子堆内参与核裂变反应，当它吸收中子后可转换为^{241}Pu，^{242}Pu不参与核裂变。^{239}Pu每吸收一个中子平均释放的中子数与中子能量有关，对快中子该值为2.9，对热中子为2.07。因此，在快中子堆中，除维持链式裂变反应所需的中子外，还有更多的剩余中子将^{238}U转换成^{239}Pu等，所以钚在快中子堆中的利用价值约为热中子堆的1.4倍。钚的利用可大幅度地提高天然铀资源的利用率。在快中子增殖堆核电厂中，可把天然铀的利用率从小于1%提高到60%～70%；在压水堆核电厂中也可提高到1%～2%。

钚的储存和化学除镅Am费用都是非常昂贵的。^{241}Pu→^{241}Am衰变的半衰期为14.4年，如果钚的储存时间过长而不及时加以利用，^{241}Pu将发生衰变，这不仅导致钚的能量

利用价值大大降低，而且生成的 ^{241}Am 具有强 γ 放射性。当 ^{241}Am 含量超过 0.5%时，要求 MOX 燃料元件制造必须进行特殊屏蔽防护并采用自动化设备，或者先进行化学除 Am 后再用于制造 MOX 燃料。钚的长期储存是不安全、不经济的，最合理的做法是乏燃料后处理之后 2 年内将 PuO_2 制成 MOX 燃料元件。

国际上 MOX 燃料技术研究始于 20 世纪五六十年代。美国、比利时、法国等早期分别在 ANL、BN 和 Cadarache 实验室内开始研发 MOX 燃料制造技术。法国、美国分别于 1970、1971 年率先在 Rapsodie、SEFOR 实验快中子堆内考验了 MOX 燃料组件。大多数建成的快中子堆（包括实验堆、原型堆和验证堆）都成功地使用了 MOX 燃料。英国、美国和德国都曾发展过快中子堆和快中子堆 MOX 燃料，但后来有关设施先后关闭。全世界有 20 多个快中子堆装载了 MOX 燃料，最高燃耗已达到 13at%。

然而，由于技术、经济、防核扩散等方面的原因，从 20 世纪 80 年代起一些先进的核工业国家先后决定延缓快中子堆的商用计划。全世界积累了越来越多的工业钚。自 80 年代中期后，为了消耗掉因计划发展快堆 MOX 燃料而储存的大量钚，重点转向 MOX 燃料在轻水堆（LWR）核电厂的商业应用。截至 2008 年底，全世界已累计生产各类轻水堆 MOX 燃料约 2000t。全世界已有 2000 多个 MOX 燃料组件在法国、德国和比利时等国家 33 座压水堆（PWR）和沸水堆（BWR）中应用，共有 40 座轻水堆获得了使用 MOX 燃料的许可证，堆芯装载了 30%或更高比例的 MOX 燃料，平均燃耗达到 35～40GW・d/t。在欧洲商用 PWR 中辐照的 MOX 燃料单棒的平均燃耗达到了 52GW・d/t，在试验组件中最高达到了 60GW・d/t。



cankao dianchang

参考电厂 (reference nuclear power plant)　在总体性能、系统构成等方面可以作为拟建核电厂基本参考的已投运或在建核电厂。参考电厂可以是已建成和运行的核电厂，也可以是正在建造中的核电厂，其容量应与拟建核电厂的容量相同或接近。如果厂址条件与数据能涵盖拟建核电厂的数据，则最为理想。参考电厂可以使业主容易界定拟建核电厂或主要系统的安全性、质量、运行性能、技术的成熟性和先进性、供货范围，以便在一定程度上避免风险。

参考电厂可以帮助业主很好地界定项目内涵，评价整个核电厂及其系统和部件在建造期（包括获得许可证方面）的各种风险和运行期的风险。参考电厂可以在技术规范、系统构成、功能的完整性、文件提交及采购等方面起基准作用。投标书中的建议设计应保证各种要求（安全、性能、质量标准、技术先进性等）不低于所指定的参考电厂。

业主应要求投标商提供有关参考电厂的相应批准文件（安全分析报告、建造、初次装料和运行许可证）（见核安全许可证制度），相应技术文件（一般介绍、技术数据、图纸、设备清单）和尽可能提供有关建造过程及历年运行性能的详细资料，以及正在运行考核的材料或部件的资料。

业主为了减少未经验证的内容，界定供货范围、核电厂的安全标准等，特别是涉及合同文件未予包括或没有完全包括的物项，往往将参考电厂原则引入合同中，以保护自己。但必须注意该参考电厂自建设以来，安全法规、国家标准变化和老厂经验反馈、厂址数据不同可能引起的种种修改，为此应要求供应商在标书中列出参考电厂的偏离项，并予以论证说明，经业主审定后一并写入合同，以免合同执行中出现过多的修改。

cangshi lengque xitong

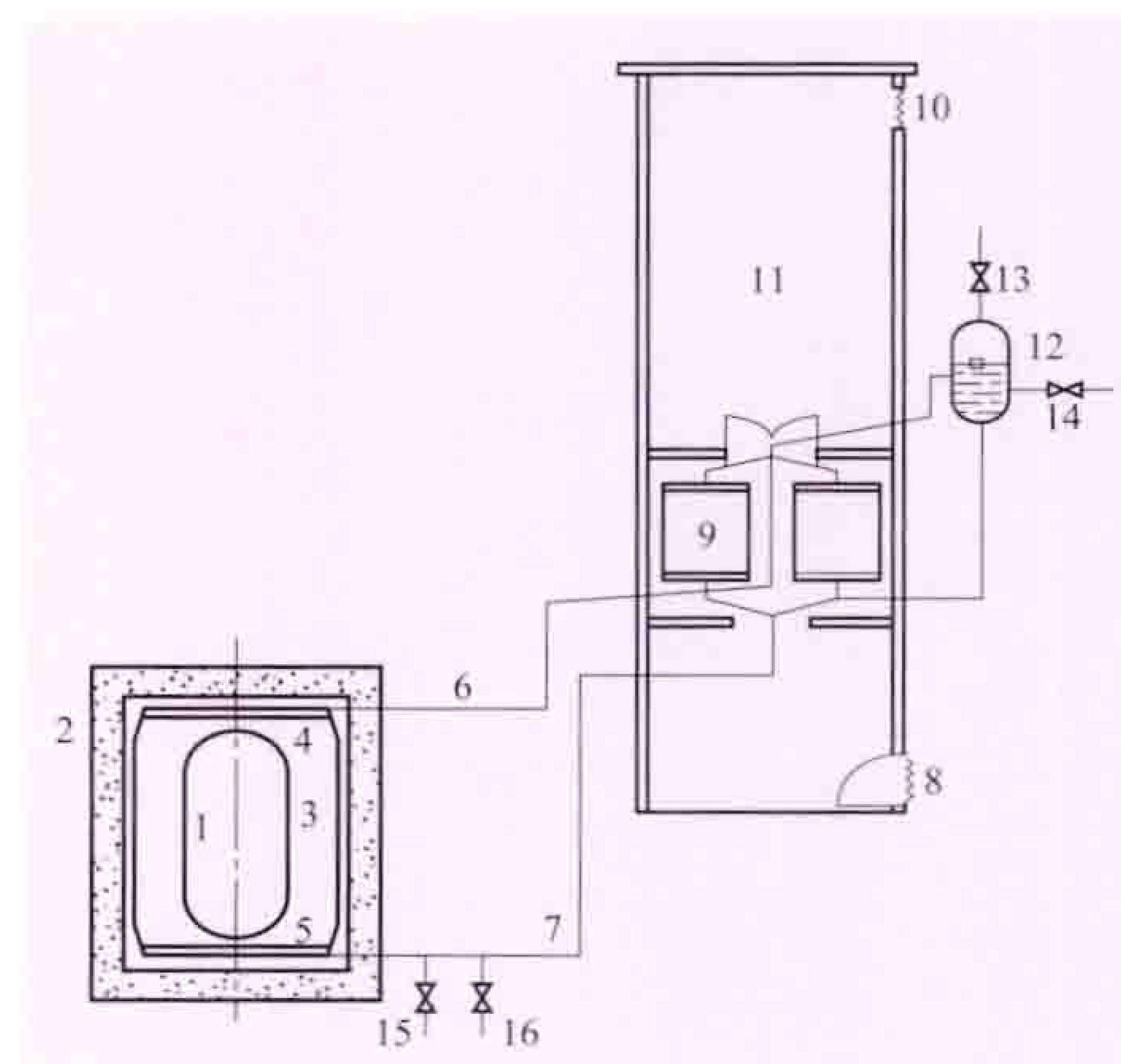
舱室冷却系统 (cavity cooling system)　也称为余热排出系统。其主要功能是：①反应堆正常运行期间执行舱室冷却功能。②事故条件下将反应堆的衰变余热载出堆舱并输送至最终热阱（接受核电厂所排出余热的大气或水体，或两者的组合），保证反应堆压力容器温度低于规定限值。

模块式高温气冷堆在反应堆舱室内设置舱室冷却系统，通过舱室内的水冷壁接受反应堆压力容器的辐射热，再把热量载出到最终热阱。反应堆正常运行时，舱室冷却系统始终工作，但载热量较低。反应堆发生事故后，在没有堆芯强迫冷却的情况下，堆芯余热通过热传导、辐射等自然机制载出到反应堆压力容器外，通过舱室冷却系统载出余热，来保证反应堆压力容器温度不超过设计限值，并保持舱室混凝土处于较低温度。

舱室冷却系统可采用自然循环的水循环回路，再通过空气冷却器由自然循环的空气把热量散到大气；也可采用强迫循环的水循环回路，通过强迫循环的冷却塔把热量载出到大气或其他热阱。

为提高可靠性，舱室冷却系统通常由冗余的几列组成，在其中一列失效或处于维修时，其余列仍能执行舱室冷却功能。

自然循环的舱室冷却系统主要由水冷壁、空气冷却器、膨胀水箱、烟囱等部分组成（见图）。水冷壁置于反应堆舱室混凝土屏蔽墙内侧，环绕反应堆压力容器。每套序列有各自独立的水冷管系统。每套序列的水冷管上下各连接到一个由封闭环管形成的联箱上。上下联箱再与空气冷却器、膨胀水箱连接。



舱室冷却系统简要流程

1—反应堆压力容器；2—堆舱混凝土壁；3—水冷壁；4—上联箱；5—下联箱；6—热管道；7—冷管道；8—进风口；9—空气冷却器；10—排风口；11—空气冷却塔；12—膨胀水箱；13—进排气；14、16—补水；15—排水

caozongyuan peixun fangzhenji

操纵员培训仿真机（全范围模拟机） [operator training simulator (full scope simulator)]　见核电厂仿真机。

ciyueshu zhuangzhi

磁约束装置 (magnetic confinement device)　利用磁场约束等离子体进行受控核聚变研究的实验装置。按照磁约束位形和装置几何形态，可分为环形装置和直线装置两类，它们又各自包括若干子类型。环形装置（等离子体被包容在环形真空室内）有托卡马克装置、仿星器、反向场箍缩装置及球形环等。直线装置（等离子体被包容在直线形真空室内）有磁镜、Z箍缩装置及紧凑环等，由于存在粒子端损失问题而全部关闭。磁约束装置必须具备加热和约束等离子体两大功能，其组成部件或子系统有：①磁体。用于产生需要的磁场位形。常规水冷磁体能提供大约10T的平均约束磁场，低温超导磁体能提供大约6T的稳定磁场。长脉冲装置及未来的核聚变堆必须采用超导磁体，能产生6T左右的稳定磁场。②真空室及抽气系统。用于包容高温等离子体和维持10^{-6}Pa的高真空，包括面向等离子体的第一壁、偏滤器和限制器（用以限制等离子体边界）等。

③加热系统。主要有强流高能中性束注入线和三种频段（离子回旋、电子回旋及低混杂频段）的大功率射频波发生器及其传输耦合系统。④电源。中大型装置采用大功率飞轮发电机组或直接从大型电网取电的方案，总供电功率在几百万至1500万kW之间。⑤诊断测量及数据采集和处理系统。⑥燃料补充设备。包括冷冻高速燃料小弹丸注入机（丸速为0.05～4km/s）及喷气系统。⑦遥控操作及辐射防护系统。⑧氚处理系统。



dajian yunshu

大件运输 （large component transportation） 铁路、公路、水运、空运等有关行业规定中超级别、超限度的货物运输。核电厂建造中重大部件的定义为：外形尺寸长、宽、高分别大于或等于9、3、3m的设备，或单件总质量大于30t的设备。压水堆核电厂的压力容器、稳压器、蒸汽发生器、环形吊车、汽轮机高低压缸、除氧器、发电机定子和变压器等都属于重大部件，件数在100件以上。大件运输需要配备大型的专用运输车辆，准备各种专用运输程序和相关的配套机具。中国大件运输方式主要有陆运及海运两种方式，一般由业主或工程公司委托给专业的大件运输公司承担，也可由制造厂进行委托运输。图1所示为福建福清核电厂汽水分离再热器运输，图2所示为宁德核电厂发电机转子发运。



图1　福建福清核电厂汽水分离再热器运输（福清核电厂　提供）



图2　宁德核电厂发电机转子发运（宁德核电厂　提供）

Dayawan Hedianchang

大亚湾核电厂 （Daya Bay Nuclear Power Plant） 坐落于广东省深圳市以东大亚湾畔的大鹏半岛上。大亚湾核电厂由广东核电投资有限公司与中国香港核电投资有限公司合资组建的广东核电合营有限公司负责建设和营运。它是中国改革开放以来最大的中外合资项目，是从国外引进技术、设备，具有20世纪80年代后期国际先进水平的中国第一座大型商业核电厂。大亚湾核电厂全景见图。

大亚湾核电厂安装2台电功率为984MW的压水堆核电机组。核岛设备由法国法马通公司（Framatome）供应，常规岛设备由英国通用电气公司（General Electric Co.，GEC）供应，配套设施的设备从世界各国（包括中国）采购，核电厂设计和建设的总体技术责任由法国电力公司（Electricité de France，EDF）承担。

该项目于1982年年底获得批准，1983年筹建，1984年4月开始土石方工程，1986年4月与各主要合同商签订意向书，同年9月签订正式合同，10月合同生效。主体工程于1987年8月7日浇筑第一罐混凝土。经过土建、施工、安装、调试，1号机组反应堆于1993年5月装载首炉核燃料，7月达到临界状态，8月并网，1994年2月投入商业运行。2号机组于1994年5月投入商业运行。



大亚湾核电厂全景（汪兆富　提供）

核岛M310型属法国900MW标准系列CPY的改进型，其额定热功率为2905MW。一回路有3个环路，压力为15.5MPa，反应堆的出口水温为327.6℃，进口水温为292.4℃，堆内装157个17×17全锆格架AFA型燃料组件，每个组件中有264根燃料棒，棒外径为9.5mm。反应堆共有53束控制组件，在压力容器封头上还有8台备用的控制棒驱动机构，以便在必要时增加控制组件数量。每束控制棒组件由24根银-铟-镉合金棒或不锈钢棒组合而成。每年更换1/3燃料，卸料的平均燃耗达33 000MW·d/t。

大亚湾核电厂设计包含了美国三里岛核电厂事故后的一些改进措施，用先导式安全阀取代了弹簧式安全阀，杜绝了类似三里岛核电厂因安全阀动作不回座而导致失水事故的可能性。增加了系统冗余功能丧失时的后援手段，如安全壳喷淋系统和低压安全注射系统的相互支援，压水堆余热排出系统和乏燃料储存池冷却和净化系统的相互支援，以及用衰变热产生的蒸汽驱动辅助给水泵和1台80kW后备汽轮发电机，后者又驱动1台试验泵向冷却剂泵轴封注水，一旦发生全厂断电时能支援辅助给水和避免轴封失效导致失水事故的可能性；还增设安全控制盘，改善人机联系，增设技术支援

中心等。此外，作为参考电厂的法国格拉芙林5号机组商业运行日（1985年1月）之前已实施的改进项目，全部包括在核岛设计之中，总计有55项。

核岛产生的蒸汽流量为5810t/h，进入汽轮机的蒸汽温度为276.7℃，蒸汽绝对压力为6.11MPa。汽轮机由1个双流高压汽缸和3个双流低压汽缸组成，额定转速为3000r/min。当海水温度为23℃时，汽轮发电机组的连续出力为983.8MW，实测热耗率为10 524kJ/(kW·h)，核电厂的实测热效率为34.1%。

为了抽取海水送入凝汽器对汽轮机排汽进行冷却，在海边设有水泵房，2台机组的海水冷却水总流量为$90m^3/s$。

发电机出口电压为26kV，1号机组的电力通过3台容量均为375MV·A的单相变压器升压到400kV，由高压输电线路输往中国香港电网，2号机组的电力由另外3台单相变压器升压到500kV，通过高压输电线路输往广东电网。在开关站内还设有400kV/500kV联络变压器，以调整两者电力的比例。按合营合同规定，在投产后的20年合营期内，70%的电力输往中国香港，30%的电力输往广东。

因大亚湾核电厂地处海滨，为防止大气中的盐雾影响，400kV/500kV开关站为屋内型，全套400kV/500kV高压开关和高压母线均采用六氟化硫（SF_6）组合电气设备。

核电厂本身具备负荷跟随的能力，但为了提高核电厂经济性，在广东省从化县建成了与核电厂配套的广州抽水蓄能电站，可以吸纳低谷时期核电厂多余的电力，使核电厂保持以基荷运行。

截至2011年12月31日，大亚湾核电厂已累计实现上网电量达2460.9亿kW·h，其中70%的电力输送中国香港，已达1693.4亿kW·h，约占中国香港全社会用电量的25%。

截至2013年，大亚湾核电厂投产以来已连续安全运行19年，各项经济运行指标达到或接近国际先进水平。2010年，大亚湾核电厂全年机组能力因子达90.94%（1号机组为89.08%，2号机组为92.80%），该核电厂机组能力因子已连续5年超过90%。在国际上衡量核电厂安全运行管理水平的9项关键指标（WANO业绩指标）中，大亚湾核电厂有4项指标（强迫损失率、7000临界小时非计划自动停堆次数、安全系统性能、化学指标）达到世界先进水平（与2009年一年值标杆比较），其中安全系统性能指标连续2年进入世界先进水平、化学指标连续7年保持在世界先进水平。

danhuayou

氮化铀　(uranium nitride)　在铀-氮二元系中有UN、U_2N_3、UN_2三种化合物，其中亚稳定的U_2N_3或UN_2在1027℃真空或1327℃氮气中将分解为UN，而UN在1627℃真空或2627℃氮气中将开始分解为金属铀，在反应堆工作条件下UN是唯一具有高辐照稳定性的氮化铀。UN具有面心立方结构，理论密度为$14.30t/m^3$，铀密度为$13.50t/m^3$；熔点为2850℃；在1273K时的热导率约为22W/(m·K)，且随温度升高而增大；室温～1273K的热膨胀系数为$7.52\times10^{-6}/K$；UN与很多结构材料的相容性比UC好；在高温下有很好的抗变形能力和辐照稳定性。

UN是未来空间核动力、空间核电源、核火箭、铅冷快堆和钠冷快堆的首选燃料，国外关于空间核动力装置用UN燃料的研究开发已于20世纪90年代达到工程应用阶段。美国Hyperion Power Generation（HPG）公司正在开发70MW小型快中子核反应堆HPM-Hyperion Power Module，选择液态Pb-Bi作冷却剂，设计24个^{235}U富集度为20%的UN燃料组件，18根B_4C控制棒。为了安全考虑，设计发电效率为36%，可在无需换料的情况下持续发电7～10年。俄罗斯军方已经开始使用UN燃料和Pb-Bi冷却剂的快中子反应堆。氮化铀燃料的主要缺点是：^{14}N的寄生俘获会降低增殖比，反应中产生的^{14}C会引起生物学方面的问题。

合成高纯度、高化学计量比、烧结活性高的UN粉末是制备UN燃料的关键技术之一。各国普遍采用UO_2粉末的碳热还原氮化法制备UN粉末，并研究原料的UO_2/C配比、反应温度、保护气氛、反应时间等因素对UN粉末纯度、相结构、粒度的影响。但采用这种方法合成的UN粉末中，由于存在复杂的中间反应，氮原子总是与两个或更多的铀原子结合，形成U_2N_3、UN_x和U（N，C）等化合物，难以获得氧、碳杂质含量低的纯UN相。

美国洛斯阿拉莫斯实验室的科学家首次合成了叠氮化铀UN_3，然后利用紫外光将UN_3分解为化学计量比的UN和N_2，避免采用UO_2和C作原料，在合成产物UN中不会出现C、O间隙杂质。

中国原子能科学研究院采用金属铀粉在200～400℃原位低温氮化反应法制备了18μm、氧和碳杂质含量低的U_2N_3粉末；再用该U_2N_3粉末在1550℃、40MPa真空热压烧结，制备出了理论密度为96.1%的UN陶瓷芯块。

UN是共价键陶瓷，原子扩散速率非常低，UN芯块的烧结致密化难度远大于UO_2，且烧结温度不宜过高。俄罗斯研究人员采用200MPa压力对UN粉末进行压制成型，然后在1700℃、高纯氩气中保温2h烧结，制备出理论密度为90%的UN芯块。

参考书目

Ji Young Chang. Hot pressing of uranium nitride and mixed uranium plutonium nitride [R]. The Nuclear Division of the American Ceramic Society Presentation at the 77th Annual Meeting on May 3-8, 1975, in Washington D. C.

dengliziti buwendingxing

等离子体不稳定性　(plasma instability)　因固有的或外来的微扰随时间增长而使处于平衡态的等离子体形状发生畸变或使其进入湍流态的物理过程或物理现象。在高温等离子体中，由于带电粒子间及其与电磁场间复杂的相互作用，使等离子体的固有微扰或外来微扰在一定条件下能迅速增长，一些最严重的扰动可以在短时间内破坏约束。通常用模式来称呼不稳定性。有时，不同模式指不同的物理特性，如理想模、电阻模、静电模、电磁模等；有时，以不同的空间结构来区分不同的模，并用它们的傅里叶分解指数来做模的标记。等离子体不稳定性可分为宏观（又称磁流体）不稳定性及微观（粒子动力学）不稳定性两大类。

宏观不稳定性　涉及宽的等离子体约束区的大尺度扰动，可用磁流体力学模型描述。宏观不稳定性的发展会引起等离子体位形的畸变，对等离子体约束危害比较大，严重时

可破坏等离子体平衡态。磁约束位形是人为地在实验室中产生的，相应的等离子体宏观平衡态一般不是位能最低态。当约束位形受到微扰时，在一定条件下，等离子体-电磁场体系的一部分能量可以转换成等离子体的动能。随着电流、磁场、等离子体压强等宏观参数在空间分布上的调整，等离子体的形状会发生变化。有时这种调整因系统达到新的稳定平衡态而终止，它们影响了但并未完全破坏约束；但也有多种危险的不稳定性，它们可以在极短的时间内完全破坏约束。对一种磁约束位形来说，要完全排除各种宏观不稳定性是不可能的，但必须排除最危险的不稳定性。经过几十年的理论和实验研究，已在一系列约束位形中，通过选取适当的参数范围（稳定运行区），实现了大体上的宏观稳定运行，托卡马克装置是其中最成功的一个范例。托卡马克装置等离子体中比较重要的宏观不稳定性有破裂不稳定性、内部和外部扭曲模、经典和新经典撕裂模、气球模、有限电阻壁模，以及各种阿尔芬本征模。

扭曲型不稳定性　在托卡马克装置中，利用强环向磁场可以完全抑制早期在箍缩放电实验中观察到的腊肠型不稳定性和有条件地控制扭曲型不稳定性，这个条件就是限制总电流量，常用安全因子

$$q_a=\frac{5a^2B_t}{RI_p}$$

来表示这种限制。式中 a 和 R 为等离子体环的小半径和大半径；B_t 为环向磁场强度；I_p 为环向电流，都用实用单位制计算。在大多数情况下，只要 $q_a>2.5$，托卡马克装置即可实现稳定运行。

破裂不稳定性　对托卡马克装置危害最大的不稳定性。其表现是电流突然急剧下降而使放电熄灭，它对大型装置危害很大。诱发破裂的原因还有很多：等离子体平衡位置失控，电流变化过剧，补充送气过快，加热条件失配，杂质大量渗入等。控制破裂的方法包括：选择良好的参数区，控制杂质，送气优化及设法调整电流分布（反馈、选择性加热等）。

微观不稳定性　空间结构尺度很小的扰动，需用粒子动力学理论模型来描述。微观不稳定性的发展，会使等离子体在一定程度上成为湍性介质，其标志是粒子和能量横越磁场的输运系数有很大增加，从而影响约束性质。这种现象被称为反常输运或湍性输运。产生微观不稳定性的主要机制有：①等离子体密度与温度空间分布的不均匀性（这是无法避免的）；②环形约束系统中存在轨道形态特殊的一类粒子，即捕获粒子，它们只在环形装置的低磁场区域运动，易于和电磁微扰场共振而引发不稳定性；③强功率加热产生的高能量粒子群与电磁扰动的作用。托卡马克装置等离子体中，最重要的微观不稳定性有离子温度梯度模、电子温度梯度模和捕获电子模。各类微观不稳定性与参数间关系十分复杂，不可能被完全抑制。但是，实验和理论研究发现，随空间变化的、垂直于平衡磁场的电场引起的剪切流可以有效地抑制多种微观不稳定性，从而改善等离子体的约束，甚至引起从低约束态到高约束态的转换。好的约束态可以降低托卡马克型聚变堆的成本。

dengliziti jiare

等离子体加热

（plasma heating）　利用外加功率源来提高等离子体温度的技术手段。核聚变装置中的等离子体是由人工方法（绝大多数情况下是将燃料气体电离）产生的，起始温度仅几十万度（或几十电子伏特），需不断从外部输入能量来继续提高其温度，直至达到能够满足自持反应条件（此时，氘-氚反应产生的 α 粒子将承担起加热功能，维持必要的温度）。各种适宜加热等离子体的方案必须满足两方面的要求：①不会破坏整体约束；②在相当宽的参数范围内加热效率高，且工艺要求合理。

加热和约束的关系　在许多类型的核聚变装置中，等离子体的形成和初始加热是与建立稳定的等离子体位形相协调的，但当用更强功率的加热来进一步提高等离子体的温度时，却发现约束在一定程度上变坏，这是由于强功率加热不可避免地会激发某些不稳定性和增大杂质含量。结果，能量约束时间随加热功率的加大而下降。为满足自持聚变反应条件，就必须加大聚变堆几何尺寸和采用更大规模的强功率加热（100MW 量级）。

等离子体加热方式　包括欧姆加热、中性束注入加热、微波加热和 α 粒子加热等。

欧姆加热　通过等离子体中的电流会产生焦耳热，其功率密度与电流密度平方、等离子体电阻率成正比。欧姆加热实际上是外电场对电子做功，首先加热电子，随后因电子和离子的碰撞而加热离子。由于等离子体中电流密度的大小受稳定性条件的限制，而电阻率又随电子温度的升高而剧降，因此，欧姆加热虽方便、经济，却只能将等离子体加热到 3×10^7K（或 3keV）左右。

中性束注入加热　用高能强流中性化束注入到已得到初步加热的等离子体中，高能中性粒子（其能量约为初始等离子体能量的几十倍）因不受磁场力的作用，可以穿透到等离子体内部，并与原已存在的靶等离子体碰撞电离而被磁场捕获成为高能离子成分，它们又在多次碰撞而慢化的同时加热等离子体。这种加热方法对等离子体扰动小，在许多装置上已能有效地将等离子体加热至聚变反应所需温度。对于几何尺寸大于当前实验装置的核聚变反应堆，为使中性束能透入中心约束区，要求中性束的能量提高到兆电子伏特量级以上。这时因正离子的中性化率太低，致使中性束加热设备的造价大幅度提高，已提出用负离子源技术来缓解这一困难。中性粒子源（等离子体加热设备）见图 1。

微波加热　很早就提出用电磁波与等离子体的相互作用来加热等离子体。主要应用三种频段的大功率射频源：①离子回旋波段。典型波频在几十赫兹到 200MHz，微波功率源为四极管发生器——放大器，已有几十兆瓦的加热设备，利用特殊设计的天线将波耦合到等离子体中，空间加热区域可控制。②电

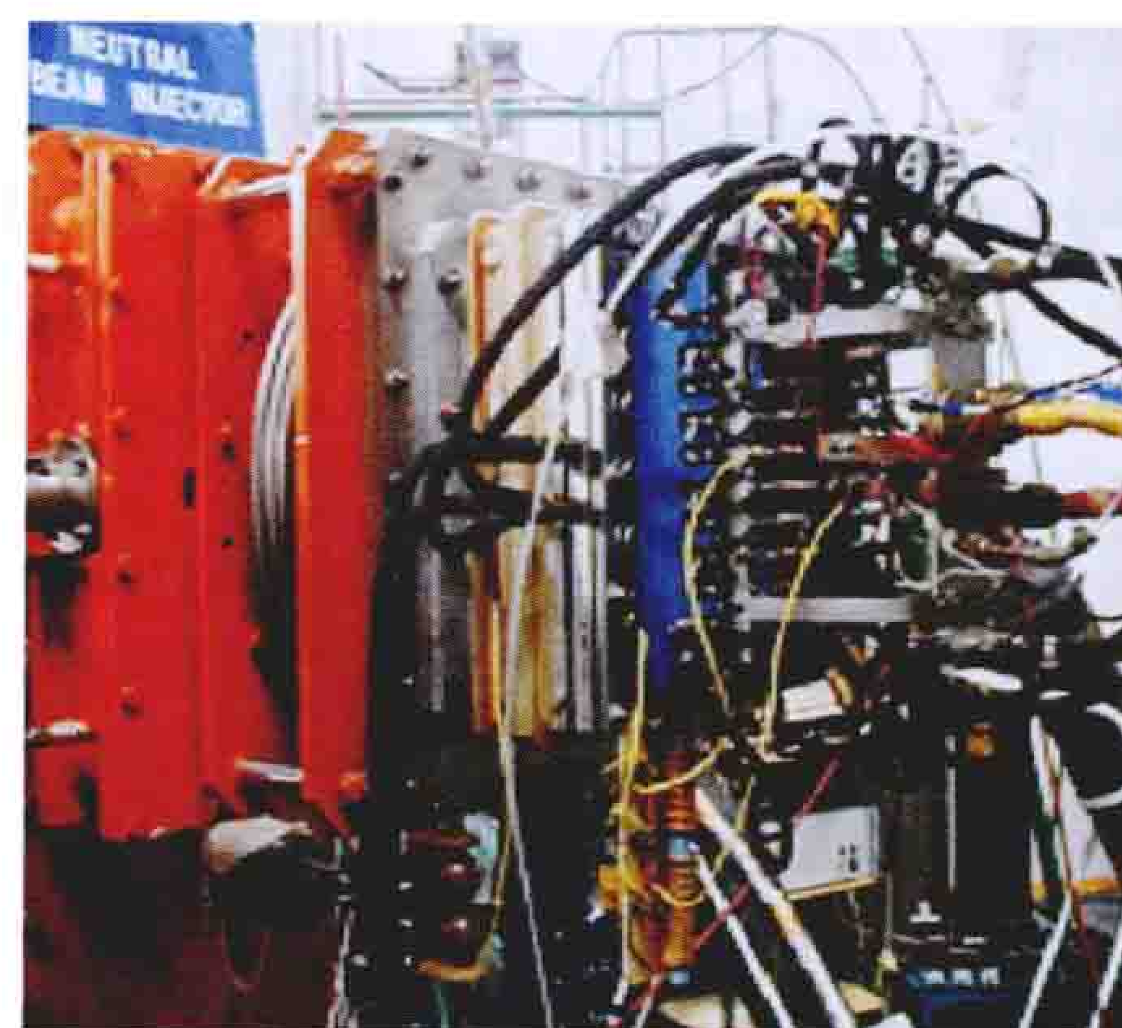


图 1　中性粒子源（等离子体加热设备）
（核工业西南物理研究院　提供）

子回旋频段。典型的托卡马克装置加热频率为 60～200GHz，微波功率由回旋管产生，通过波导输入到等离子体中，此法可有效地加热电子和用于控制电流分布。③低杂波频段。典型的低杂波频区为 2～8GHz，微波功率由速调管产生，用波导阵列输入等离子体，用于加热电子和离子，并用于驱动环向电流以实现托卡马克型反应堆的稳态运行。图 2 所示为低混杂波阵列天线。

α粒子加热　自持核聚变堆最终依靠核聚变反应产生的 3.5MeV 的 α 粒子加热来维持，加热功率密度近似地与聚变原子核温度的平方成正比，也与聚变原子核粒子密度的平方成正比，因此，氘-氚自持燃烧存在热不稳定性（过热或燃烧猝灭）问题，最终的解决方案还有赖于在实验型反应堆中的直接实验观察。

加热研究的现状及前景　在几个大型托卡马克装置上，利用中性束注入加热，已达到 4×10^{8} K（44keV，JT-60U）以上的离子温度，表明聚变堆的加热问题实际上已经解决；离子回旋频段的微波加热也可以将离子温度加热到点火温度区；电子回旋波加热较易产生 10^{7} K 级的初始等离子体；适用于核聚变堆条件下的负离子源技术已取得重大进展，这些加热方法还可以结合起来使用。在微波加热方面也不断取得实质性进展。普遍认为，现在加热技术的进展可以确保磁约束核聚变堆（托卡马克型反应堆或先进环形反应堆）研制规划的实施。

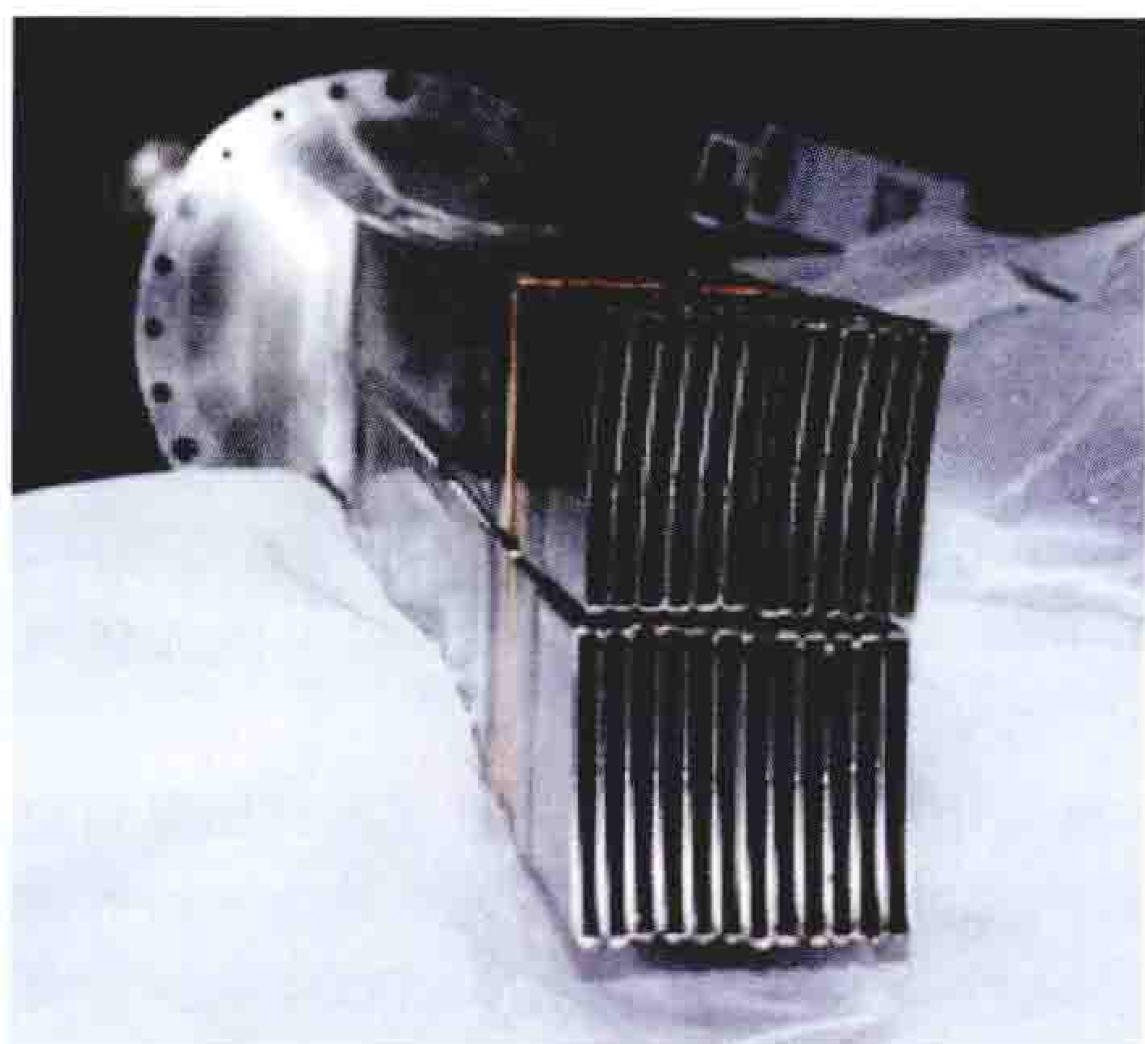


图 2　低混杂波阵列天线（等离子体加热设备）
（核工业西南物理研究院　提供）

dengliziti yueshu

等离子体约束 (plasma confinement)

为了实现受控核聚变反应，首先将核聚变燃料气体电离成等离子体，并将其温度提高至上亿度，使原子核有足够的动能，能够克服库仑排斥力而彼此接近，进而发生核聚变反应。其次，将高温等离子体长时间约束在封闭反应器中，使原子核多次碰撞，以提高核聚变反应率，从而产生足够的核聚变能。常规容器无法承受 1 亿℃以上的高温，因此必须采取特殊的方式来约束高温高密度等离子体。

磁约束与惯性约束　磁约束是利用带电粒子在横越磁力线的方向不能自由运动的特性，将高温等离子体置于强磁场中，大幅度减小带电粒子横越磁力线的损失，使高温等离子体与器壁隔离而实现的约束。惯性约束是利用多路激光束、离子束或 Z 箍缩装置产生的 X 射线照射靶系统，靶丸吸收能量形成高温等离子体，依靠聚心压缩的惯性，在燃料尚未飞散前产生足够的聚变反应以得到净的能量输出（见磁约束装置和惯性约束装置）。这里，主要讨论磁约束等离子体。

磁约束等离子体位形　简称磁约束位形。从几何形态上，磁约束等离子体位形分为直线位形和环形位形。直线位形的代表是磁镜，其原理是：当带电粒子（相对于磁场）的垂直速度分量大于一定临界值时，就会在磁场较强的端塞区反射回来，从而在磁场较弱的中部形成约束区。粒子端损失是磁镜位形的主要问题，科学界曾提出用多级镜（即串级磁镜）来减小端损失，但串级磁镜的约束性能与环状位形的差距依然很大。对磁镜位形的研究已基本停止。环形位形是约束磁场的磁力线在空间环形区域中闭合的各种位形的总称，包括托卡马克装置（又称环流器）、仿星器及反向场箍缩装置等。在此类位形中，带电粒子不会沿磁力线逸出约束区。但环形效应引起磁场不均匀，粒子可以横越磁场做漂移运动。电子和离子的漂移方向相反，因而会引起电荷分离。电荷分离产生的电场会引起等离子体整体（包括电子和离子）横越磁场做漂移运动，从而破坏等离子体整体约束。解决此问题的办法是利用环形方向电流产生的极向磁场，使磁力线成为环形螺线。这样一来，由电荷分离导致的等离子体整体横越磁场的漂移运动会不断改变方向，从而改善等离子体整体约束。如果对总体磁场进行优化设计，可以确保等离子体的整体宏观稳定性。（见等离子体不稳定性）

磁约束位形输运损失和约束定标　磁约束等离子体能量损失的主要过程是输运和辐射。实验发现，环形位形等离子体的输运损失远大于经典碰撞理论的预言值，且与位形特性和等离子体参数有关。通常用粒子约束时间 τ_{P} 和能量约束时间 τ_{E} 来描述等离子体的总体约束特性。约束时间与位形特性和等离子体参数之间的关系称为定标律或定标关系。确定和理解定标关系是核聚变实验和理论研究的主要课题之一。托卡马克装置的等离子体约束定标律总结得最为完整。其中一个重要现象是，当在欧姆加热基础上进一步采用中性束注入和微波加热时，能量约束时间将随总加热功率 P_{t} 的增大而按 $P_{t}^{-1/2}$ 的规律减小，通常条件下的这种约束定标律称为 L 模定标律（即低约束模定标）。对位形进行优化并改进器壁条件后发现，当中性束和微波加热功率达到或超过一定阈值时，能量约束时间可以高出 L 模定标律 2 倍左右，通称 H 模定标律（即高约束模定标）。托卡马克装置实验证实，可以用多种方式获得改善约束的位形，其中一些位形可能将稳定比压值提高几倍，从而使输运损失减小到几分之一，进而使核聚变反应堆的尺寸和其他工艺要求有所降低，最终大幅度降低聚变堆的造价，使磁约束核聚变的经济性大幅度提高。全超导磁体托卡马克 EAST 见图 1，常规磁体托卡马克 HL-2A 装置见图 2。



图 1　全超导磁体托卡马克 EAST
（中科院等离子体物理研究所　提供）

磁约束位形中等离子体与器壁相互作用及杂质控制　良好的约束位形也不能完

全避免等离子体与固体表面（器壁、隔离孔阑、偏滤器靶板）的接触，因而导致杂质产生和进入主约束区。除降低燃料离子浓度外，杂质还增加辐射损失而使能量约束变坏。科学界已经提出多种控制杂质的方案，包括采用偏滤器及控制边缘等离子体参数等。长期运行核聚变堆，还必须解决约束区域的热量排放及氦（灰烬）排除问题，这是偏滤器的功能。原则上，受等离子体的轰击，器壁材料和偏滤器靶板材料不可避免地会受到损伤（材料腐蚀），应设法减小腐蚀率。随着磁约束核聚变研究进入国际热核实验堆建造阶段，这类工程技术课题已变得非常重要，成为大型装置研究的主要内容之一。

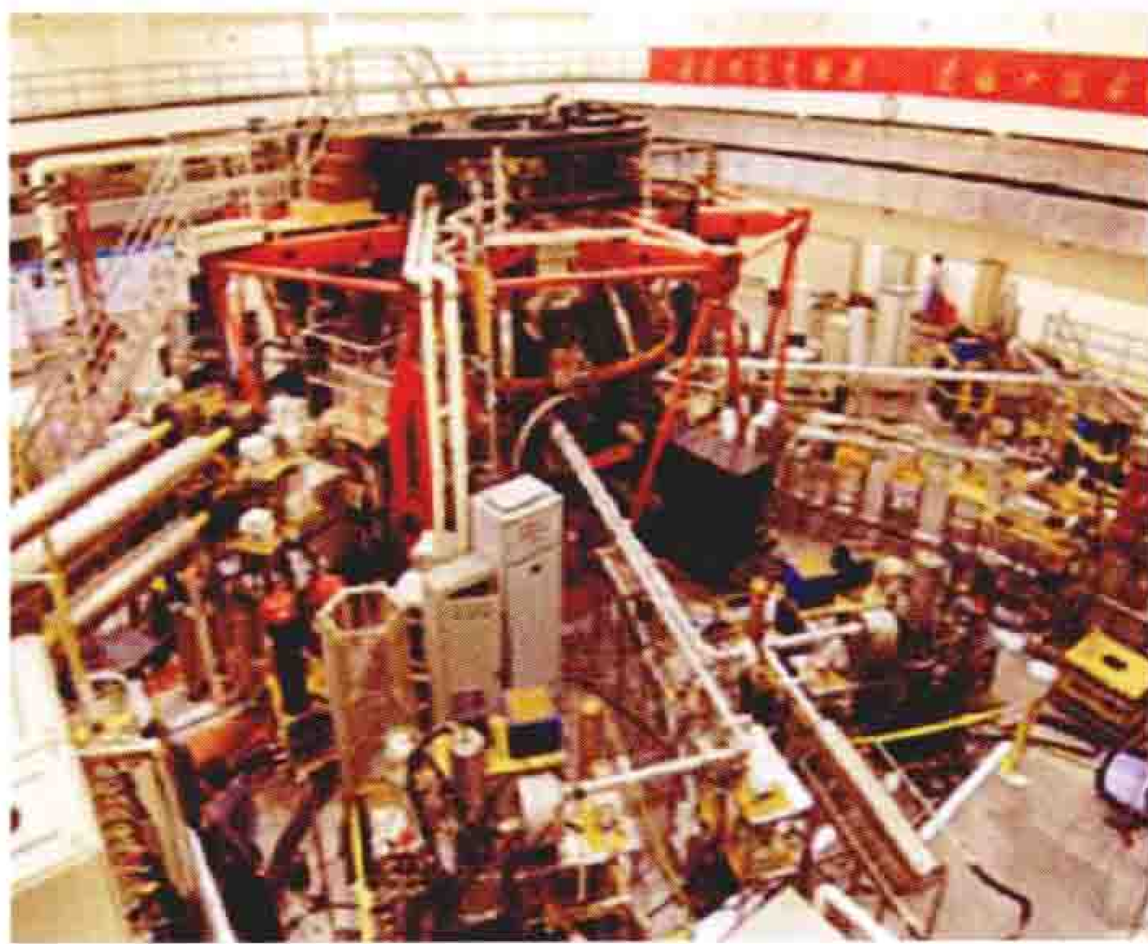


图 2　常规磁体托卡马克 HL-2A 装置
（核工业西南物理研究院　提供）

dengliziti zhenduan

等离子体诊断　（plasma diagnostics）　用来直接或间接地测量等离子体各种参数、确定等离子体行为的时空特征。在实验室条件下，高温等离子体处在与外界测量系统相隔离的状态下，对其中发生的物理过程和有关物理机制，需对观察到的各类数据进行综合推断，相互印证才能诊断出来。等离子体诊断在实验室高温等离子体、天体和空间等离子体、低温等离子体及激光等离子体的物理研究中都是最基本、最重要的手段，涉及的参数区极宽，相应的测量量值和方法也差别很大。

等离子体基本参数　包括：①密度。电子密度及各类离子密度（燃料离子及各类杂质离子），与之相应的另一基本参数为有效电荷数。②温度。电子温度及各类离子温度，有时还需判断某些高能成分及粒子速度分布。③压强。可由粒子密度和温度的数据确定，也可单独确定。④电流密度及其分布以及磁力线的旋转变换或安全因子。⑤电磁扰动参量，如磁场、电位。⑥辐射电磁场，包括各种软、硬X射线，光线，微波。⑦位形参量（中心位置、边缘形状）。⑧核聚变反应参量（中子、α粒子）。通过以上多种参数的测量分析，确定等离子体行为的时空特征和重要物理过程。

等离子体诊断方法分类　①被动诊断。通过探测从等离子体内部发出的各种频段的电磁波（微波，远红外到紫外光，软、硬X射线）和电磁扰动场，各种粒子（电子、离子、原子、分子及中子）来确定等离子体参量的时空特性。②主动诊断。通过各种电磁探针、微波探针、激光束、粒子束测定等离子体对它们的响应，从而测量有关参量或判断物理过程的特征。

常用等离子体诊断方法　①电磁探针法。用于测量边缘等离子体密度、电子温度、电流及电流密度、磁场强度、扰动模式等。②微波吸收/干涉法。用于确定电子密度及温度，其中电子回旋二次谐波干涉法是测量中心区域电子温度的重要方法。③激光散射/干涉法。通过测定等离子体对激光的相干及非相干散射，或者激光干涉的相位差，可精确地确定电子温度、密度及密度涨落量。④光谱法。广泛用来确定电子和离子温度、有效电荷数、电流密度分布、杂质品种及浓度。⑤X射线测量。软X射线测量是确定中心区电子温度变化和磁流体活性的重要手段，硬X射线测量用于确定高能电子约束。⑥粒子测量。粒子能量分析是测定有关粒子温度及其能谱的重要手段，锂束探针是用于确定电子密度、温度及电流密度很有前景的方法，重离子束探针用于测量电场、电流密度和离子温度分布，中子测量在接近核聚变堆条件装置中用来确定核聚变反应特性。

dizhen

地震　（seismology）　核电厂厂址选择中，评价厂址所在地区由地震引起的预期地面运动强度和确定地震引起海啸、洪水的可能性及其影响分析，以确定相应的工程设计基准。

地面运动参数的确定　核电厂抗震设计所需要的地面运动参数为厂址地区的设计基准地面运动，它包括地面水平峰值加速度、反应谱及相应的地震运动时程曲线。设计基准地面运动的定义为场地平整后的地面处、地基标高处或在基岩上的自由场条件下的运动，按其严重程度分为SL-2（SSE，安全停堆地震）和SL-1（OBE，运行基准地震）两级。

SL-2（SSE）直接对应于极限安全要求，它代表设计中拟采用的最大地面运动水平，超过这种地面运动水平的概率是非常低的（通常为 10^{-4}）。当发生地面运动达到SL-2的地震或地震后，所设计的与安全停堆与维持其安全停堆状态有关的所有构筑物、系统及部件应维持其正常功能，并保证：反应堆压力边界的完整性；安全停堆并具有维持安全停堆状态的能力；防止可能造成放射性对环境的过量释放事故或具有减轻事故后果的能力。

SL-1（OBE）是考虑在核电厂运行寿期内，可合理预期的在厂址地区可能遭受一次的最大地面运动。如果所发生的地震地面运动超过SL-1（OBE）级地面运动，则需对核电厂重新进行审核，以便确认其恢复正常运行的能力。

SL-2（SSE）值，必须根据与特定大地构造有关的最大潜在地震和与地震构造区有关的最大弥散地震来推导，通常采用确定论方法确定，并采用概率论法予以校核。在中国，不论资料表明厂址地区的地震安全性如何高，核电厂所采用的与SL-2（SSE）对应的设计基准地面运动，其最低水平的地面水平峰值加速度为0.15g（设计反应谱零周期）。

SL-1（OBE）值是根据对厂址地区有过影响的历史地震来推导的，通常规定其值取SL-2（SSE）的一半。

海啸和洪水　地震引起洪水的可能是指地震可能引起的波浪（海啸和湖涌）及地震可能引起的水坝破坏所形成的洪水。

海啸是一种由地震、火山爆发或海底滑坡导致的海底突然变形引起的长周期海浪波；湖涌是在湖泊、水库或海湾等

有限水域中，由地震、火山爆发或岸坡滑坡的振动效应所引起的水体振荡运动。需要收集厂址所在沿岸区域产生海啸与湖涌的历史资料，并鉴别其可靠性及其与厂址的关系；同时依据已知的地震记录资料及地震构造特征，评价由当地的离岸地震活动引起海啸和湖涌的可能性。根据上述资料与曾对该自然现象作过很好研究的类似地区进行比较，估算出厂址所在区域的海啸或湖涌的强度，并应把因厂址沿岸地形特征而使这种自然现象的影响扩大的因素考虑在内，以确定设计基准海啸或湖涌。有关海啸和湖涌的设计基准应包括对厂址可能产生物理效应的水位爬高和下降。

评价地震可能引起水坝破坏所形成的洪水，见水文。

dizhi

地质 (geology)

泛指地球或地球某一部分的性质和特征，在本书中专指核电厂厂址选择中的地质工作，其主要内容为：评价潜在的地质灾害，包括地表断裂，地面塌陷、沉降或隆起，断层蠕动，斜坡不稳定性和基土液化等；评价基土特性，以便获得合理的基土分类；评价在工程设计中所采用的土工参数。地质基础工作是地质调查，地质调查通常分为区域、近区域、厂址附近和厂址地区四种范围。

区域调查　调查范围的半径一般为150km，其主要目的是为了提供区域地质和构造格架及其总的地球动力学背景的资料，以及鉴定可能影响厂址地震安全性有关的地质特征。主要是收集分析文献、资料，并将这些地质特征有代表性地表示在比例尺不小于1：1 000 000的地图上。

近区域调查　调查范围的半径一般为25km，其主要目的是鉴定近区域范围内的地震构造特征，为建立区域地震构造模型和评定厂址地区的地震安全性提供基础资料。此项工作需要进一步收集分析较小范围内更为详细的资料，同时要进行新构造研究以确定近区域范围内断层的最新运动时代；在必要时需对重点地段进行地质填图，以鉴定该地段内的地层、构造地质和构造历史。这些地质特征需要有代表性地表示在比例尺不小于1：200 000的地图上。

厂址附近调查　调查范围的半径一般为5km，其主要目的是查证直接环绕厂址的地区中是否存在包括地表断裂在内的潜在永久性地面变形。此项工作需要进行较大比例尺的地质填图和断裂活动性调查。通过调查，应提供下列资料：是否存在能动断层，斜坡、基土和地层的稳定性，潜在地质灾害（如差异剥蚀、岩溶、破裂、断层蠕动和类似膨胀土的不稳定地基材料）地段的特征，以及由人类活动引起的潜在地质灾害地段的特征。这些地质特征需有代表性地表示在比例尺不小于1：25 000的地质图上。

确定厂址附近地区内的断层是否为能动断层，是核电厂厂址选择中一个关键又易引起争议的地质问题。可以把一条晚更新世Q_3（约10万年）以来没有过运动的断层视为非能动断层，但需证明另一条邻近已知能动断层的运动不会引起该断层运动。因此，在调查工作中必须采用适当的和公认的技术及方法，保证能鉴别出长度为300m以上的断层，并对勘察到的任何断层的活动性及其错动历史做出全面评价，同时评价与断层（包括可能的次生地表断裂）有关地带的范围大小。

厂址地区调查　调查范围的半径为1km或更大一些，其主要目的是对潜在永久性地面变形作进一步的详细了解，并提供地基材料的土工特征。此项工作除进行大比例尺地质填图外，还需利用钻探、坑探、地球物理勘察和实验等方法进行调查研究。通过调查，应提供下列资料：厂址地区的地层和构造，确定工程所需要的不同下卧层的厚度、深度、界面倾角和静态及动态参数；厂址地区所有蓄水层的物理、化学性质和均衡动态，确定蓄水层和地基如何相互作用；厂址地区地基材料在地震荷载条件下的稳定性和反应。这些地质特征需要有代表性地表示在比例尺不小于1：2000的地图上，数据应列表表示。

当地质工作成果确证厂址地区存在潜在永久性地面变形的地质现象时，由于难以证明设计所采用的工程措施能减轻永久性地面变形现象所产生的影响，较为慎重的做法是另选厂址。

disidai heneng xitong

第四代核能系统 (generation Ⅳ nuclear energy system)

为了进一步提高核能和平利用技术的安全性和经济性，获得更好的核燃料裂变利用率和更少的放射性废物产生量，难以通过商用和燃料循环产生军用核材料而有利于防止核扩散等，各国核行业专家共同倡议应该在21世纪大力开展研发并推广使用的新型核能系统。第四代核能系统代表着核能技术的发展方向和技术前沿。由于人们已习惯将核电开发阶段的原型示范堆、核电商用化阶段的各种堆型，以及20世纪90年代开始研发和推广的先进轻水堆，分别称作第一代、第二代和第三代核电技术，故将这类待开发的技术定名为第四代核能系统。（见核能发电）

2000年1月，美国能源部（DOE）倡议并组织由阿根廷、巴西、加拿大、法国、日本、韩国、南非、英国和美国等9国政府代表团参加会议，讨论开发第四代核电的国际合作问题，并就此达成10点共识。2001年7月，上述9国作为创始国设立了第四代核能系统国际论坛（Generation Ⅳ Nuclear Energy International Forum，GIF）并签署了规约，成立了政策指导委员会。2002年，瑞士成为GIF正式成员国。2003年，欧洲原子能共同体宣布加入GIF。2007年，中国和俄罗斯参加了GIF活动。2013年3月2日，第四代核能系统国际论坛（GIF）工作研讨会在中国成都召开。

2002年9月，第四代核能系统国际论坛对近百个未来反应堆概念进行评估，选出钠冷快堆、铅冷快堆、气冷快堆、超临界水冷堆、甚高温气冷堆和熔盐堆等6种堆型作为推荐的研发方案。第四代核能系统研发的一大特点是大大加强了国际合作研发的力度。结合国内实际进展，中国除了加大国内研发力度外，还决定参加甚高温气冷堆、快堆及超临界水冷堆指导委员会的工作。

钠冷快堆　钠冷快堆已积累了许多堆年的运行经验，具有热响应时间长、钠出口温度（约550℃）距沸点远、一回路系统常压下运行，并设有中间钠回路隔绝放射性，安全性能好等特点。

第四代钠冷快堆系统采用可有效控制锕系元素及铀-238转化的闭式燃料循环，管理钚和其他锕系元素及高水平放射性废物。核燃料循环在基于同反应堆一体化的高温冶金设

施，或在一组反应堆中心位置的先进水法后处理设施中进行。

铅冷快堆　铅（或铅/铋共晶）液态金属冷却快堆系统也拥有一套完整的、用于重复利用锕系元素的燃料循环系统，并通过一套就地或区域性的燃料循环装置来实现。

铅冷快堆系统的最大特点是核电厂额定功率范围宽，可以是一个1200MW的大型整体核电厂，也可以是300～400MW的模块系统，甚至是一个换料间隔长达15～20年的50～100MW的交钥匙电池组组合，可满足一家一户的用电需求。

气冷快堆　所有设计方案均采用氦作冷却剂，气冷快堆系统的特点是出口温度可高达850℃，故用于发电、制氢或进行热处理的热效率很高。气冷快堆系统具有闭合燃料循环特征，其陶瓷燃料颗粒内含有锕系元素化合物，系统包含乏燃料就地综合处理和再加工工厂。通过锕系元素在气冷快堆中嬗变完全循环相结合，气冷快堆可将长寿命放射性废物减到最少，且比热堆更有效。

超临界水冷堆　超临界水冷堆是6种推荐堆型中唯一的水堆方案，主要是为高效发电而设计。反应堆系统在水的热力学临界点（374℃、22.1MPa）以上运行，运行压力为25MPa，反应堆出口温度为510～550℃，其热效率比轻水反应堆高约1/3。由于冷却剂在反应堆中不发生相变，且直接与能源转化设备耦合，因此，核电厂配套子项大为简化。超临界水冷堆系统设计也引入了非能动安全系统，安全性高。

对超临界水冷堆提供了两种管理锕系元素的方案：对热堆采用开放循环，对快堆则采用重复利用锕系元素的闭合循环，以及在厂址中心区域设置的基于先进水法后处理设施的全部锕系元素再循环方案。

甚高温气冷堆　又称超高温气冷堆。在高温气冷堆基础上发展起来的甚高温气冷堆系统是一次通过铀燃料循环的石墨慢化氦冷反应堆系统。堆芯可以为棱柱形，或者是球床形。堆芯出口温度可达1000℃，可应用于产氢、石化工业热处理或其他供热领域。该系统也可以与发电设备相结合，满足热电联供的需要。该系统还可采用U/Pu燃料循环，减少放射性废物。

熔盐堆　在钠、锆和氟化铀的液态混合物燃料中进行链式裂变反应，不需要制造燃料元件。熔盐燃料流过堆芯石墨通道，裂变中子慢化成超热中子谱。系统压力不用太高。裂变产生的热量通过一个中间回路传送到热电转化系统。熔融氟盐具有很好的传热特性，堆的进出口温度分别约为600、800℃，发电效率可达45%～50%。

熔盐堆系统的闭式燃料循环允许添加钚等锕系元素。锕系元素和大多数裂变产物在熔盐燃料中会形成氟化物。

实际上这6种堆型的技术特性与基础各不相同，研发难度与应用前景差别也很大。但这些堆型在很多技术问题上具有共同点，研究内容相互交叉，在技术上是互补的。主要的关键共性技术包括：

（1）适合于第四代核能系统的新型核燃料开发。包括类型（金属燃料、氧化物、碳化物、与锕系元素的混合物燃料等），形式（芯块、包覆颗粒、熔融物等）和高燃耗下的性能研究等。

（2）高性能材料的研发。包括包壳与结构材料。主要性能要求有：能承受更高工作温度（800～1000℃）、更高燃耗（10～15GW·d/t）下的辐照；与多种燃料、冷却剂材料的相容性等。

（3）燃料循环技术。包括新式乏燃料后处理方法（高温冶金、水法）、回收易裂变核素与次锕系元素的再利用等。

（4）非能动安全理念的恰当应用。以提高系统安全性，实现取消场外应急的目标。

（5）可进行高效发电的高性能氦气透平的开发等。

dianli gongsi yaoqiu wenjian

电力公司要求文件　(utility requirements document)

一个国家或一个地区的某些电力公司，在本国政府主管部门的参与下，分别编制的反映该国或该地区电力公司对未来轻水堆核电厂要求的文件。针对核电供应商，也有译为用户要求文件的。电力公司要求文件包括美国的《电力公司要求文件》(URD)和《欧洲电力公司要求》(EUR)等文件。

美国《电力公司要求文件》　文件的目的是对未来压水堆核电厂和沸水堆核电厂提出明确而完整的要求，包括一系列设计要求和经济指标。文件覆盖了从反应堆到与电网的整个范围，包括为建成一个安全性和经济性俱佳而又容易建造的轻水堆核电厂所涉及的各个技术和经济领域。美国早期的核电厂都是由供应商或工程公司向电力公司"交钥匙"，即前者把核电厂建好后交后者，由后者在政府主管部门的监督下运行和维修。通过30多年核电厂的运行，电力公司积累了很多经验，发现不对核电厂原设计作修改将会影响核电厂的安全运行和电厂寿命。因此，电力公司在以后的核电厂招标中就对核电厂设计提出了许多要求。

在1979年美国三里岛核电厂事故后，美国核管制委员会从严控制核电厂各种许可证的审批发放，核电厂建设工期拖长，投资大幅度增加。电力公司不堪重负，造成核电建设的停滞。为了消除核电厂许可证审批、建设工期和投资方面的不确定性，也为了推进核电厂设计标准化，从而进一步缩短建设工期和节省投资，有必要统一各电力公司对新建核电厂的要求，特别是三里岛核电厂事故和1986年苏联切尔诺贝利核电厂事故后对核电厂提出的更高的安全要求。在这样的背景下，美国主要的电力公司于20世纪80年代中期领导众多的工业部门着手制定对轻水堆核电厂设计的技术要求。在美国能源部的密切合作下，美国电力研究院（EPRI）对这些要求进行整理，于1990年出版了对轻水堆核电厂的《电力公司要求文件》。

文件共分3卷。第1卷是政策声明和高层要求概要，内容包括：

（1）政策声明。涉及简化性、设计裕量、人因工程、安全性、设计基准和安全裕量、管理稳定性、核电厂标准化、成熟技术、可维修性、可建造性、质量保证、经济性、预防人为破坏和睦邻政策等。

（2）高层设计要求。涉及高层安全设计、高层性能设计、高层可建造性、高层设计过程和经济目标等。

（3）经济目标。涉及造价、年均投资回收、年均燃料循环费用、平均运行维修费用、平均退役费用和30年期的总

发电费用等。

第 2 卷涉及采用传统的，但有显著改进的能动安全系统的改进型先进轻水堆核电厂，要求简化核电厂设计，在现有轻水堆的基础上有较大的改进，电功率达 1350MW。

第 3 卷涉及采用新型非能动安全系统的革新型先进轻水堆核电厂，要求设计更加简化，主要安全功能靠非能动系统（如利用自然循环、重力、储能等）来实现，电功率较小，参考容量为 600MW。讨论了两种非能动安全设计，即采用抑压安全壳的沸水堆和采用干式安全壳的环路式压水堆，期望它们在可建造性、可运行性和非常高的安全标准方面具有显著的优点。

美国核管制委员会直接介入了对《电力公司要求文件》的审评，并于 1994 年出版了详细介绍各类先进轻水堆审评的安全评价报告。

比利时、法国、德国、意大利、西班牙、荷兰、英国，以及日本、韩国的电力公司，也对编写这一文件作出了重要贡献。

《欧洲电力公司要求》　欧洲联盟意欲组成一个开放的共同市场，逐步打破市场壁垒，以便在欧盟内部形成市场竞争。但是，核电在欧洲还停留在各自为政的状态，其表现是各国都有自己的核安全法规。考虑核电发展现状和欧洲前景，1992 年初，比利时、法国、德国、意大利、西班牙、荷兰、英国（1996 年又有芬兰和瑞典加入）使用核电的主要电力公司决定，对适合上述国家的未来核电厂的主要特征作出详细说明，继美国之后开始了共同要求文件的编写工作，最后形成了《欧洲电力公司要求》。

文件共分 4 卷。第 1 卷涉及主要政策和主要设计目标等高层要求；第 2 卷涉及总的核岛要求；第 3 卷涉及具体设计中有针对性的核岛要求；第 4 卷涉及总的常规岛要求。

《欧洲电力公司要求》考虑不同国家的具体情况，提出较为笼统的要求，为设计者提供了一定的灵活性。

此外，日本、韩国和中国台湾也有不同的电力公司要求文件，有的供开发未来标准化核电厂之用，有的供招标使用。

电力公司要求文件自问世以来已被一些设计所采用，如欧洲压水堆（EPR）、欧洲非能动安全压水堆（EPP）和欧洲简化型沸水堆（ESBWR）等的设计中都使用了《欧洲电力公司要求》文件。这些文件已被证明是开发先进轻水堆核电厂过程中的一个重要环节。

dingzhi shouce

定值手册　（setpoint manual）　由核电厂内部主管部门将设计单位和供货商提供的报警定值、联锁动作及保护定值、控制参数和函数等参数定值汇总成册，是重要的技术工作文件，是所有定值调整、验证工作必须严格遵循的工作依据。涉及的定值有保护系统整定值、专设安全设施动作整定值、工艺系统报警整定值、工艺系统联锁动作整定值、保护和控制系统控制参数（PID 参数等）、释放阀或安全阀起跳或回座压力整定值、电气驱动机构或逻辑控制整定值等。定值手册中应包括设计值、经过调试确定的实际数值（与设计值可能有差异，但在允许误差范围之内）。定值修改必须严格执行审批流程，涉及反应堆和专设安全系统的定值修改，需提交国家核安全局审查。

duinei bujian shire

堆内部件释热　（heat generation in reactor components）　在燃料元件、反射层、热屏蔽层、压力容器及控制棒等部件内的热量产生与分布。燃料元件内的发热主要是由裂变碎片动能、β 与 γ 射线的吸收而引起的。热屏蔽层、压力容器等部件内的发热主要是由吸收 γ 射线而引起的。

燃料元件释热　燃料元件内的释热率正比于裂变率 $\Sigma_f\varphi$ 或 $N\sigma_f\varphi$。其中 Σ_f 为宏观裂变截面；φ 为中子注量率；N 为燃料中每单位体积内易裂变核素的核数；σ_f 为微观裂变截面。如果在某一特定的堆芯内或堆芯的某一区域内 N 是空间均匀分布的，则其单位体积释热率的空间分布可以认为与中子注量率空间分布相同。表 1 给出几种简单几何形状均匀裸堆的热中子注量率分布。

表 1　几种简单几何形状均匀裸堆的热中子注量率分布

几何形状	坐标	热通量分布
无限大平板	x	$\varphi_0\cos\left(\frac{\pi x}{L'}\right)$
正平行六面体	x，y，z	$\varphi_0\cos\left(\frac{\pi x}{L'}\right)\cos\left(\frac{\pi y}{L'}\right)\cos\left(\frac{\pi z}{L'}\right)$
球体	r	$\varphi_0\sin\left(\frac{\pi r}{R'}\right)\Big/\left(\frac{\pi r}{R'}\right)$
有限长圆柱体	r，z	$\varphi_0 J_0\left(\frac{2.405r}{R'}\right)\cos\left(\frac{\pi z}{L'}\right)$

注：表中 x、y、z 及 r 分别是由堆芯几何中心算起的水平方向、轴向及径向的距离；φ_0 是堆芯几何中心处的热中子注量率；L' 为堆芯外推长度，等于 $L+1.42\lambda$；L 是堆芯实际长度；λ 是中子迁移平均自由程；R' 是堆芯外推半径，等于 $R+0.71\lambda$；R 是堆芯实际半径；J_0 是零阶贝塞尔函数。

在实际反应堆中，燃料及慢化剂通常不是均匀分布的。水隙会使局部中子注量率升高；插入控制棒，会使堆芯内的中子注量率分布发生畸变；水中汽泡的产生，也会影响中子注量率分布形状。实际的堆芯内中子注量率分布和体积释热率分布，要用三维反应堆物理计算程序进行详细分析才能得到。

通常用来表示堆芯燃料发热强度的参数有堆芯平均比功率和堆芯平均功率密度。堆芯平均比功率是堆芯内平均每千克燃料发出的热功率，单位为 kW/kg（燃料）；堆芯平均功率密度是堆芯内平均每单位体积所发出的热功率，单位为 kW/L。几种类型的反应堆堆芯平均比功率和堆芯平均功率密度的大致范围见表 2。

表 2　堆芯平均比功率和堆芯平均功率密度范围

堆　型	堆芯平均比功率 [kW/kg（燃料）]	堆芯平均功率密度 [kW/L（堆芯）]
水堆	10～46	8～110
高温气冷堆	50～100	2.5～14
钠冷快堆	100～700	400～900

燃料元件在停堆后的释热，见堆芯剩余释热。

压力容器、反射层、热屏蔽层和控制棒内的释热　主要是吸收γ射线而引起的。控制棒与其他部件不同，它本身也是一个γ源。堆芯内γ射线有三种来源：裂变时瞬发的γ射线、裂变产物衰变时放出的γ射线和中子俘获反应产物释放出的γ射线。

（1）裂变时瞬发的γ射线能量。在反应堆内用^{235}U作燃料时，每发生一次裂变放出的瞬发γ射线能量平均约为5MeV。如果反应堆的热功率是P(kW)，则裂变时瞬发γ射线的总能量$E_{\gamma,1}=2.48\times10^{-2}P$。

（2）裂变产物衰变时放出的γ射线能量。每次裂变产生的裂变产物，在衰变时，约放出6MeV的γ射线能量。反应堆内裂变产物放出的γ射线的总能量$E_{\gamma,2}=2.97\times10^{-2}P$。

（3）中子俘获反应产物释放出的γ射线能量。中子俘获反应产物释放出的γ射线能量，与堆芯中燃料和结构材料的类型、数量和布置有关。如已知第i种材料在每次裂变时俘获的中子数为n_i，并且每俘获一个中子后，释放出的γ射线能量为$E'_{\gamma,i}$（MeV），则中子俘获反应产物释放出的γ射线总能量$E_{\gamma,3}=4.96\times10^{-3}P\sum_{i=1}^{I}E'_{\gamma,i}n_i$。

控制棒吸收中子后产生γ射线的能量除了可按上式粗略计算外，较详细的计算方法是先把中子按其能量的大小分成若干群，再根据各群中子在控制棒位置的中子注量率φ_i和控制棒材料的宏观吸收截面$\Sigma_{abs,i}$，求出控制棒吸收各群中子后放出的γ射线能量$E_c=\sum_i(\varphi\Sigma_{abs,i}E'_\gamma)_i$。

反应堆中放出全部γ射线的总能量$E_\gamma=E_{\gamma,1}+E_{\gamma,2}+E_{\gamma,3}$。

γ射线照射在压力容器、反射层和热屏蔽层等部件上，只有部分能量被吸收，其余部分或是穿透或是被反射。压力容器、反射层和热屏蔽层等圆筒形部件对γ射线能量的吸收可以近似地按平板处理。其体积释热率分布是

$$q_\gamma(x)=1.38\times10^{-7}\sum_i[(1+B)I_0\mu_\gamma\exp(-\mu x)]_i$$

式中B是经验的积累因子；I_0是源强，MeV/(s·cm^2)；μ_γ是材料的能量吸收系数，1/cm；μ是材料的衰减常数，它是光子能量的函数，1/cm；i表示第i种能量的光子。

参考书目

格拉斯登，塞桑斯基．核反应堆工程．吕应中，等译．北京：原子能出版社，1986．

任功祖．动力反应堆热工水力分析．北京：原子能出版社，1982．

duinei danxiang liu

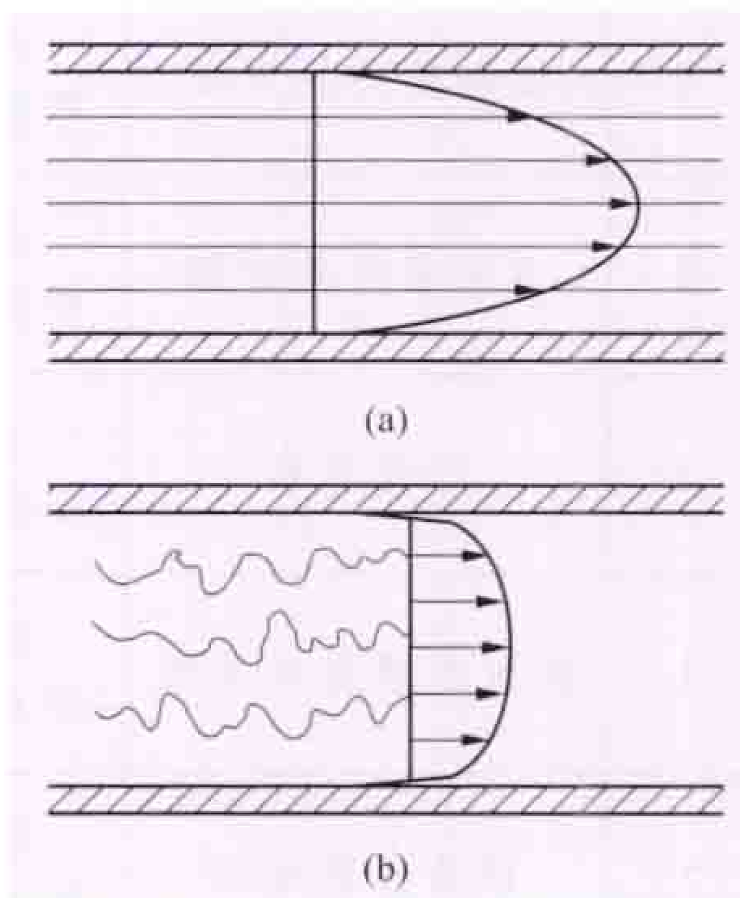
堆内单相流

（single phase flow in reactor）　系统内只有一种物相的流动。反应堆内的液体冷却剂（如水或液态钠）或气体冷却剂（如氦或二氧化碳）的流动一般都是单相流。可以根据雷诺数Re的大小将单相流分为层流和湍流。

层流　全部流体质点在其各自流线上的分层流动，又称流线流。流体各部分的运动方向都平行于流道壁面。在圆管内的层流中，速度分布呈抛物线形，在紧贴管壁处的速度值为零，管子中心线上的速度为最大值，见图（a）。圆管中流体的平均速度是最大速度的一半。

在圆管内的单相流中，当雷诺数Re低于2300时，为层流；当雷诺数大于2300时转变为湍流。

湍流　流体各部分处于不规则混乱状态下的运动，无清晰的流线，流体由很多旋涡组成，见图（b），没有两个流体元能沿相同的或相似的路径运动。管内湍流的最大速度在中心线上。光滑管内湍流的速度分布比粗糙管内湍流的速度分布更平坦，平均速度与中心最大速度之比从0.74左右（粗糙管）升至0.88左右（光滑管）。



圆管中的层流与湍流
（a）层流；（b）湍流

在湍流中，流体的局部速度和压力有不规则的脉动变化。脉动变化的随机性是湍流的基本特征。

通常把等温液体冷却剂流动看作是不可压缩的单相流，即认为流场中流体密度是常数。对压力变化较小的等温气体流动，当气流流速远低于当地音速时，也可近似地看作为不可压缩的单相流。

描写不可压缩单相流动量守恒的是纳维耶-斯托克斯方程$\rho\partial V/\partial t+\rho V\cdot\nabla V=-\nabla p+\rho f+\mu\nabla^2V$，式中$\rho$是流体密度；$V$是流体速度矢量；$t$为时间；$p$是流体压力；$f$是单位质量的体积力（如重力）；$\mu$是流体黏度。上述偏微分方程和连续方程$\nabla\cdot V=0$，以及边界条件是对湍流流动进行分析的主要方程。

除上述理论分析方法外，还常用实验方法来研究反应堆单相流的流动特性，例如对堆芯上下腔室内流动特性的实验研究。

duinei daore

堆内导热

（heat conduction in reactor）　反应堆内以导热形式传递热量的方式。导热是在物质没有宏观位移条件下仅靠分子或电子的相互作用来实现热量传递。堆内导热遵循傅里叶定律$Q=-kA\cdot(\mathrm{d}t/\mathrm{d}x)$，式中$Q$是单位时间内沿$x$方向、穿过与之垂直的平面（面积为$A$）传导的热量；$k\dfrac{\mathrm{d}t}{\mathrm{d}x}$是该处的温度梯度；$k$是热导率。

反应堆设计中必须处理堆内各种部件在稳态和瞬态工况下的热传导问题，即通过求解热传导方程，确定各部件内的温度分布，使之满足相应的安全要求。

堆内导热的主要特点是：①热源的特殊性，如堆芯体积释热率高及其空间分布不均匀；②堆材料热物性（如热导率），在核辐射条件下的可变性；③堆部件几何形状及其边界条件的复杂性。因此，在解决堆内导热问题时，往往需根据具体情况和工程经验进行合理的简化，并引入一些特定的处理方法和分析模型。

热传导方程　描述堆内部件热传导规律的微分方程，有表中的几种形式。

反应堆设计中最常用的是表中的方程2和方程3，即瞬态通用热传导方程和稳态热传导泊松方程。当燃料元件温度对堆芯反应性有明显影响时，往往可将体积释热率近似表示

热传导微分方程的几种形式

序号	方程名称	适用范围	方程
1	通用热传导方程	材料各向同性、瞬态、释热	$\nabla[k\nabla t]+q_V=\rho c\dfrac{\partial t}{\partial\tau}$
2	通用热传导方程	热导率为常数、瞬态、释热	$\nabla^2 t+\dfrac{q_V}{k}=\dfrac{1}{a}\dfrac{\partial t}{\partial\tau}$
3	泊松方程	热导率为常数、稳态、释热	$\nabla^2 t+\dfrac{q_V}{k}=0$
4	扩散或傅里叶方程	热导率为常数、瞬态、无释热	$\nabla^2 t=\dfrac{1}{a}\dfrac{\partial t}{\partial\tau}$
5	拉普拉斯方程	热导率为常数、稳态、无释热	$\nabla^2 t=0$
6	亥姆霍兹方程	热导率为常数、稳态、体积释热率是温度的线性函数	$\nabla^2 t=B^2 t=0$

注：k 是材料热导率；t 是温度；τ 是时间；q_V 是部件内体积释热率；ρ 是材料密度；c 是材料比热容；$a=\dfrac{k}{\rho c}$ 是材料热扩散率；B 是常数。

为温度的线性函数，这时须用亥姆霍兹方程描述燃料元件的稳态热传导特性。

求解热传导方程的方法有解析法、近似解析法和数值法等。对热传导方程，一般仅在某些特定条件下才能得到其严格的解析解；在多数情况下，特别是在瞬态工况下，其解析解要么太繁琐，要么根本不存在。因此，通常采用数值解法处理这类热传导问题。

积分热导率　材料热导率对温度 t 的积分值，通常以 $\int_0^t k(t)\mathrm{d}t$ 形式给出，其值可通过实验测得。

堆内部件材料的热导率一般都随其温度改变而变化，并且这种变化往往是非线性的。如 UO_2 燃料芯块的热导率不仅小，而且其值随燃料温度变化较大。对于这种情况，若采用平均温度下的热导率计算燃料芯块温度，将产生较大的误差；但若直接用热导率的温度函数进行求解又很复杂，因而引入积分热导率的概念，这样，在处理由温度 t_2 至 t_1 处的热传导问题时，只须取积分热导率在温度区间 (t_2-t_1) 的平均值作为材料的平均热导率，即 $\bar{k}=\int_{t_1}^{t_2}k(t)\mathrm{d}t/(t_2-t_1)$，就可在导热量的计算中，照样采用热导率为常数的公式。

间隙热传导　燃料芯块和包壳间的热量传递。在水堆常用的燃料元件中，燃料芯块和包壳之间均会有很窄的环形间隙（见图1），并且其间充有氦气。在反应堆运行一段时间后，由于燃料芯块的肿胀、破碎及裂变气体的释放，使燃料芯块与包壳交界面的传热问题复杂化了，即由基本是通过单一气体气隙的热传导问题演变为通过芯块-包壳接触表面的热传导和通过复合气体气隙的热传导两种方式的组合传热问题。在间隙热传导问题中，主要研究燃料元件芯块与包壳界面间的热传导特性及其分析模型。

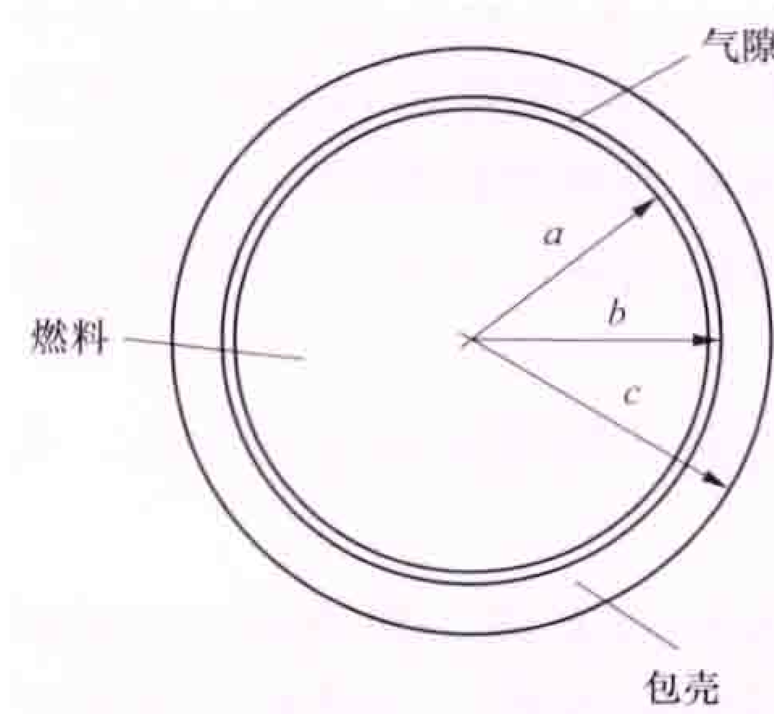


图1　圆柱形燃料元件

间隙传热是反应堆燃料元件设计和安全评价中所必须考虑的问题之一。虽然已发展了各种分析模型来处理这类传热问题，但其分析结果不很可靠。因此在热工设计时多采用以实验数据为依据的半经验计算模型。

等效传热系数　在处理燃料元件芯块与包壳界面间隙热传导时所采用的经验传热系数。它可借助实验，在尽可能模拟反应堆实际工况条件下直接测定。在大型轻水堆核电厂的燃料元件设计中，可近似地取辐照后的 UO_2 芯块与锆合金包壳界面的等效传热系数值为 6kW/(m^2·℃)，来估算界面处的温度降落或燃料芯块的表面温度。

燃料元件温度场　正确分析燃料元件在各种工况下的温度分布对堆芯核设计和安全分析至关重要。燃料元件温度场与其体积释热率分布、几何形状和边界条件等有关。燃料元件中瞬态温度分布须结合复杂的瞬态工况分析才能得到；而对于其稳态工况，只须作些合理的简化，即可由热传导泊松方程求解出元件横截面内的温度场。

圆柱形元件温度场　在轻水堆核电厂中，都采用圆柱形细棒束燃料组件。对这种圆柱形细棒束燃料组件的计算，可忽略燃料元件轴向传热的影响，将燃料元件导热计算问题简化成一维热传导问题。当燃料元件横截面内中子注量率的变化和材料热物性在所处温度范围内的变化均不大时，可假定元件横截面上的体积释热率和热导率为常数。由此可得燃料芯块内的稳态温度分布为凸抛物线形，即燃料芯块径向 r 处的温度为

$$t(r)=t_a+q_V(a^2-r^2)/(4k_u),\ 0\leqslant r\leqslant a$$

式中 t_a 是燃料芯块表面温度；a 是芯块半径；k_u 是芯块热导率。

对燃料包壳的热传导问题，一般可简化为无释热的热传导问题。因此，包壳内温度降落为 $t_b-t_c=q_V a^2\ln(c/b)/(2k_c)$，式中 k_c 是燃料包壳材料的热导率。

图2表示圆柱形燃料元件温度场。通常，燃料包壳表面温度可由冷却剂温度和换热边界条件求得，然后利用上述各式解出元件横截面内的温度分布。再由体积释热率和冷却剂温度的轴向分布，即可求得燃料元件的轴向温度分布。（见堆内换热和堆内导热）

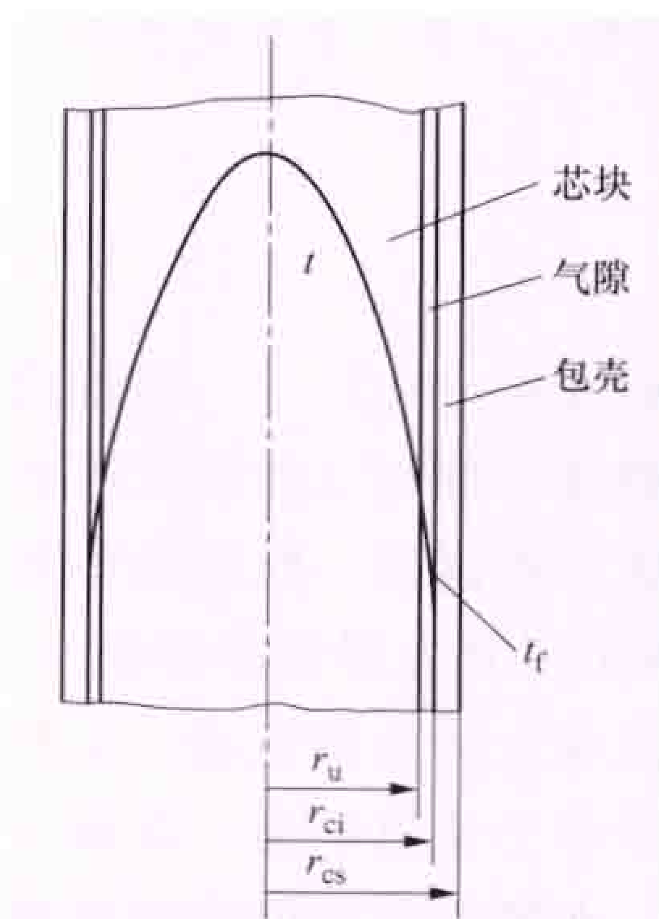


图2　圆柱形燃料元件温度场

平板形燃料元件温度场　平板形燃料元件的热传导问题通常可简化成多层无限平板热传导问题。若燃料元件两表面具有相同的冷却条件，则其芯块的稳态温度场也是对称于中心平面的凸抛物线（见图3），即 x 处的温度为

$$t(x)=t_a+q_V(a^2-x^2)/(2k_u),\ 0\leqslant x\leqslant a$$

平板形燃料元件的包壳与芯块是实压在一起的，因而包壳与芯块界面处的连续性条件不同于圆柱形元件。包壳内温度为线性分布。

空心圆柱形燃料元件温度场　薄壁的空心圆柱形燃料元件可当作平板形元件处理，这样处理的误差很小。

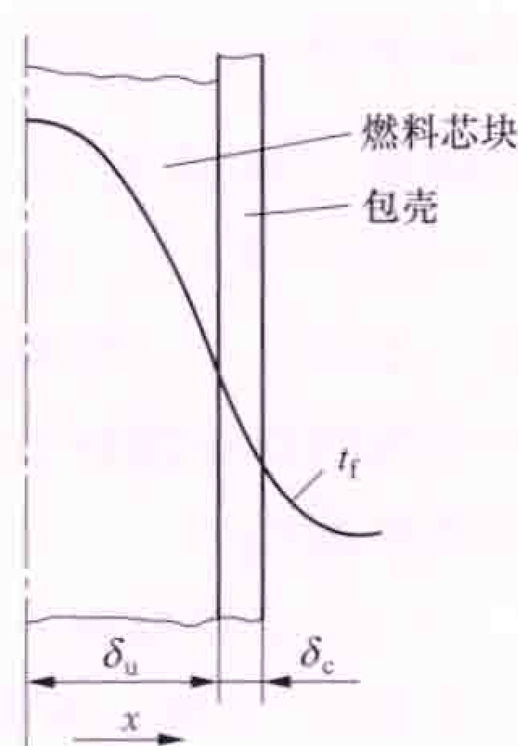


图 3　平板形燃料元件温度场

厚壁的空心圆柱形燃料元件温度场与两侧表面的边界条件有关。对于其内表面绝热、外表面冷却的情况，燃料元件芯块稳态温度分布为

$t(r)=t_a-q_V a^2/(4k_u)[(r-a)^2-2\ln(r/a)-1]$，$a\leqslant r\leqslant b$，式中 a 和 b 分别是燃料芯块的内半径和外半径。

对于燃料元件的外表面绝热、内表面冷却的情况，则

$$t(r)=t_b-q_V b^2/(4k_u)[(r/b)^2-2\ln(r/b)-1],\quad a\leqslant r\leqslant b$$

对于燃料元件的两表面均匀冷却的情况，燃料芯块温度场为

$$t(r)=t_a-q_V(r^2-a^2)/(4k_u)+[(t_a-t_b)-q_V(b^2-a^2)/(4k_u)]\ln(r/a)/\ln(a/b),\quad a\leqslant r\leqslant b$$

对于燃料元件芯块与包壳界面的间隙热传导及包壳的热传导问题，可按与处理圆柱形燃料元件相同的方法处理。

球形燃料元件温度场　假定球形燃料元件芯块内的体积释热率 q_V 和热导率 k_u 为常数，则在均匀冷却条件下，球形燃料元件芯块的稳态温度场为

$$t(r)=t_a+q_V(a^2-r^2)/(6k_u),\quad 0\leqslant r\leqslant a$$

式中 t_a 是燃料芯块的表面温度；a 是燃料芯块的半径。

固体慢化剂温度场　当用石墨作为堆芯的慢化剂时，石墨结构因温度梯度造成的热应力是这种堆设计中必须注意的一个问题。石墨内温度场与堆功率分布、冷却剂通道布置和冷却条件等情况有关。忽略轴向热传导的固体慢化剂温度场可通过求解二维热传导方程得到。

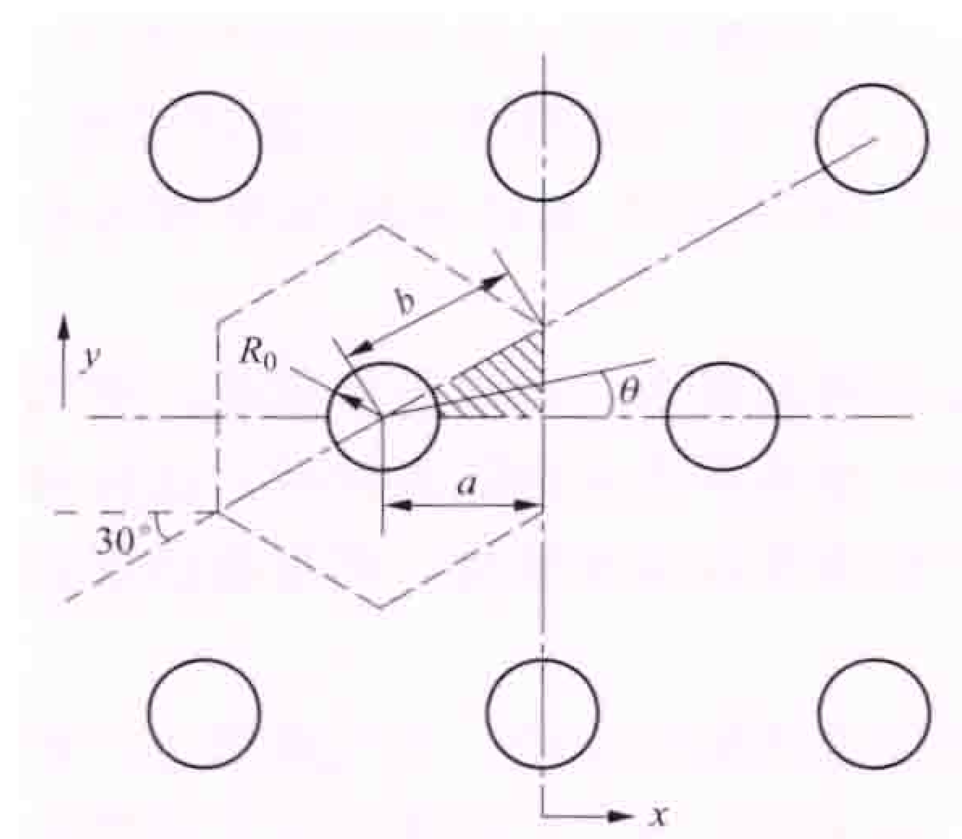


图 4　石墨慢化剂中的冷却剂通道

图 4 表示石墨慢化剂中冷却剂通道为三角形布置的结构，这种布置具有 30° 的对称性。假定石墨块内体积释热率 q_V、热导率 k_m 和冷却剂通道的表面温度 t_a 仅沿轴向变化，则石墨横截面上的稳态温度场的近似解可表示为

$$(t-t_a)/(q_V b^2/k_m)=0.25[(3\times\sqrt{3}/\pi)\ln(r/a)-(r/b)^2+(a/b)^2]-0.01484(r/b)^6\cos6\theta-0.00021(r/b)^{12}\cos12\theta$$

图 5 给出上式的一种计算结果，可以直观地反映石墨块内的温度分布。

受辐照部件温度场　反应堆堆芯是一个很强的辐射源，这种强辐射源的辐照使堆内构件、热屏蔽和压力容器等反应堆部件都成为释热的部件。这里以热屏蔽为例计算其温度场，其他部件（如反应堆压力容器等）可按类似方法处理。

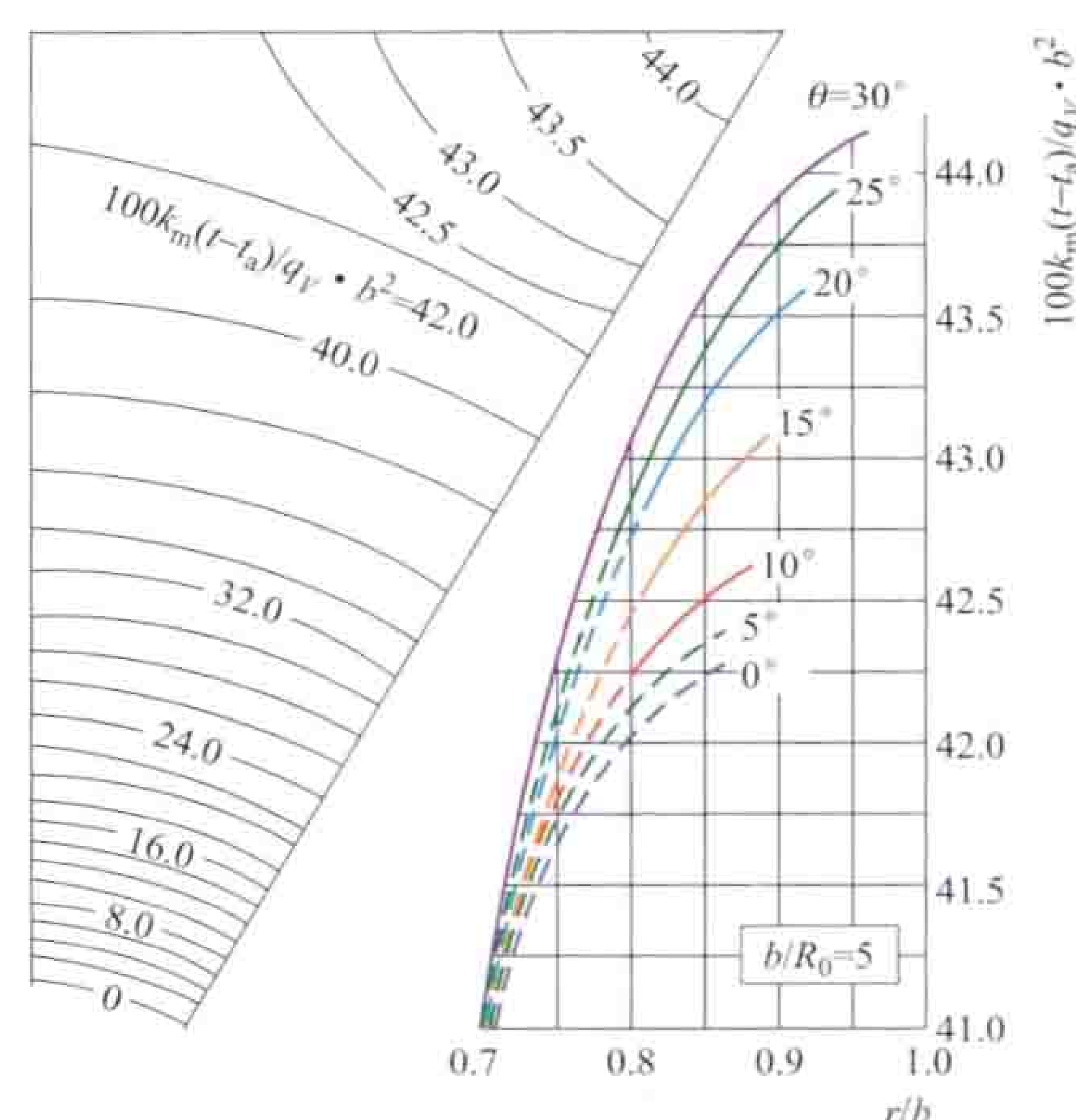


图 5　石墨慢化剂内温度场

热屏蔽位于堆芯和压力容器之间，一般为圆筒形，两面有冷却。核辐射来自内侧，热屏蔽内体积释热率一般可处理为沿径向的指数衰减分布，即

$$q_V=q_V' H\mathrm{e}^{-\mu X}$$

式中 q_V' 是热屏蔽内表面处的体积释热率；H 是积累因子，通常，热屏蔽厚度比较薄，可取 $H=1$；μ 是吸收系数。

由于热屏蔽的壁厚与其半径相比小得多，因而可按有释热的平板导热问题进行处理。假定其轴向热传导可忽略和材料热导率 k 为常数，则热屏横截面上稳态温度场为

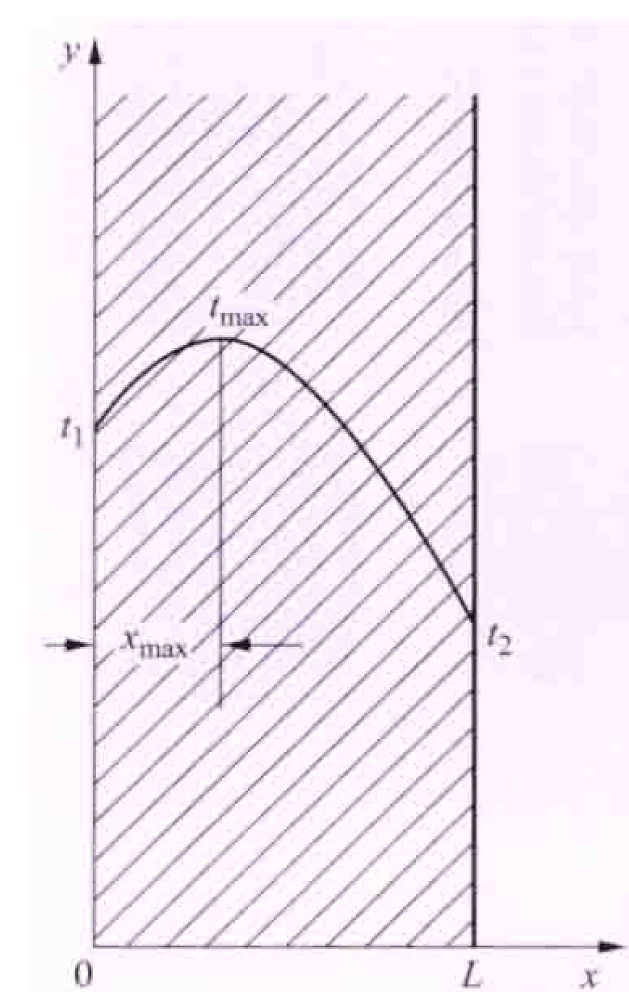


图 6　热屏蔽温度场

$$t(x)=t_1+(t_2+t_1)x/L+q_V'/(\mu^2 k)\times[(\mathrm{e}^{-\mu L}-1)X/L-\mathrm{e}^{-\mu X}+1]$$

式中 L 是热屏蔽厚度；t_1 和 t_2 分别是它的内外表面的温度。

热屏蔽内温度最高处距内表面的距离 $x_{max}=-\ln[(t_1-t_2)\times\mu k/(q_V' L)+(1-\mathrm{e}^{-\mu L})/(\mu L)]/\mu$。热屏蔽温度场如图 6 所示。

duinei huanre

堆内换热

（heat transfer in reactor core）　反应堆内的释热部件与反应堆冷却剂之间的热交换。燃料元件是反应堆内主要释热部件，它的发热量占反应堆总发热量的 90%以上。由于反应堆内发生链式裂变反应，反应堆燃料元件内产生大量的热量。对于这些热量，一方面可以合理地开发利用；另一方面，只有将这些热量及时地载出反应堆，才能保证反应堆安全地工作。将反应堆内热量载出反应堆，是通过使反应堆冷却剂流经堆芯、冷却燃料元件，并使冷却剂流出堆芯而实现的。研究反应堆内换热的目的，主要在于如何能安全可靠而又有效地将反应堆内部件产生的热量转入冷却剂中。

堆内换热的方式基本上是对流换热，一般情况下不单独考虑热辐射的影响。在对流换热情况下，壁面传出的热量通常可以用热流密度 q 来分析，q 与冷却剂温度 t_f 的关系遵循牛顿定律，即

$$q=h(t_w-t_f)$$

式中 q 为热流密度，J/(m² · h)；h 为换热系数（有时也称

作对流传热系数)，J/(m^2·h·K)；t_w为燃料元件（或其他发热部件）表面温度，K；t_f为冷却剂主流体温度，K。

换热系数 h 的意义是：在单位时间内，从单位表面积上壁面与流体间每度温差所能传出的热量。研究换热过程的主要任务在于确定换热系数 h。

对于不同形状的燃料元件与不同类型的冷却剂，换热过程有很大的差异。常用的燃料元件有棒状、板状、环状及管状等（见图1）。对于棒状、板状、环状元件，其冷却剂流道形状及尺寸沿流向基本上保持不变，它们都属于定尺寸流道，其流动和换热规律都相近，可归入通道流动类。球形燃料元件构成的堆积球床，流道形状沿流向不断改变，每个燃料元件球表面各处的换热与流动情况也各不相同，可归入球床流动类。

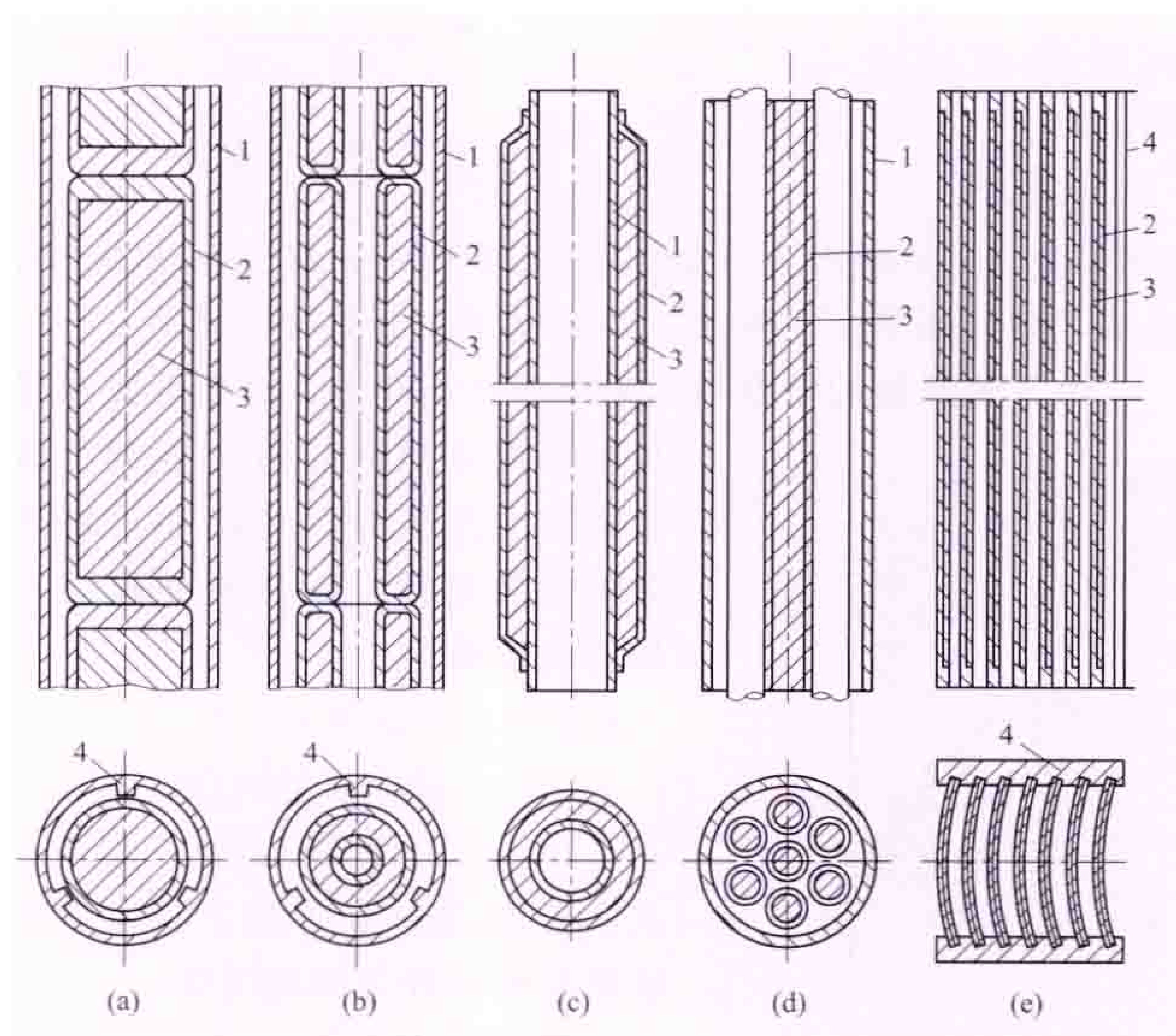


图1 燃料元件

(a) 棒状；(b) 环状；(c) 管状；(d) 棒束；(e) 板状

1—工艺管道；2—包壳；3—燃料芯块；4—对中或导向装置

通道流动换热 对于不同几何形状的通道，可以近似地用当量直径来表征其流向上的截面大小，即把棒束通道、矩形通道（板状元件形成的通道）、环形通道（多层套管形成的通道）等不同形状的通道看作具有某一当量直径的圆管通道，从而对不同几何形状的定尺寸通道中的换热问题，都可以采用同样的圆管换热计算公式。

冷却剂在通道中流动的情况下，通道内的换热主要取决于冷却剂的种类和工况（沸腾还是单相）。在反应堆冷却剂中，单相情况下的水、有机物（二联苯、三联苯等）及气体（氦、二氧化碳、空气等）的热物性参数普朗特数 Pr（运动黏度 ν 与热扩散率 a 之比）都接近于1，其换热规律相近，可归为一类；液态金属普朗特数远小于1，其换热规律自成一类；沸腾换热则是另一类。

单相换热 包括 $Pr\approx1$ 和 $Pr\ll1$ 两种情况。

(1) 单相换热（$Pr\approx1$）。冷却剂不发生相变（主要指沸腾）的换热过程。压水堆内的换热即属此类。

由于换热过程比较复杂，主要取决于流动工况，故通常只能用半经验的准则方程求出换热系数。在准则方程式中，换热系数 h 常作为相似准则努塞尔准则（Nu）中的一个组分而给出，即 $Nu=\frac{hd}{k}$，其中 d 为通道的当量直径，k 为冷却剂的热导率。由因次分析及实验可以得到，Nu 是雷诺准则 $Re=\frac{\omega d}{\nu}$ 和普朗特准则 $Pr=\frac{\nu}{a}$ 的函数。对最常见的湍流（见单相流）单相换热情况，常用公式为 $Nu=0.023Re^{0.8}Pr^{0.4}$，式中 ω 为冷却剂流速；ν 为冷却剂运动黏度。由式可见，影响换热系数 h 的因素，除通道几何尺寸和冷却剂的热物理性质外，主要是冷却剂的流速，流速越高，则换热越强烈。

(2) 单相换热（$Pr\ll1$）。对于 $Pr\ll1$ 的冷却剂（即液态金属），如钠、钾钠合金等，其换热过程中的导热和对流起着同等重要的作用。常用的半经验准则关系式为 $\frac{hd}{k}=A+B\left(\frac{\omega d}{a}\right)^C$，式中 a 为冷却剂的热扩散率；h、d、k、ω 的定义同前；A、B 及 C 为半经验常数，对于洁净（不含氧化物）的冷却剂而言，可取 $A=5.0$，$B=0.025$，$C=0.8$。由此式可见，在液态金属换热中，流速和热导率发挥着重要作用。

沸腾换热 冷却剂有相变［由液相变气（汽）相］情况下的换热。在沸水堆中，沸腾被用来降低（在同一温度下的）工作压力和增强换热；在压水堆和其他液态冷却剂的反应堆内，事故情况下也可能出现沸腾，所以沸腾换热对堆内换热有着重要的意义。

(1) 泡核沸腾和膜态沸腾。在加热面上发生的沸腾可分为泡核沸腾和膜态沸腾。在发生沸腾时，蒸汽泡在加热面上的汽化核心处生成，并随着吸收热量的过程而逐渐长大，到一定尺寸后，在浮升力和流体冲击力的作用下，脱离加热面进入冷却剂主流。若主流流体温度低于饱和温度，则汽泡在两相流中将因冷凝而缩小乃至消失。这种情况称作欠热沸腾。若主流流体温度已达饱和温度，则汽泡将与主流体及其中的其他汽泡汇合、撞击；同时，在热质交换过程中破裂或长大，并与液相流共同形成两相流动。这种沸腾称作饱和沸腾。不论是欠热沸腾还是饱和沸腾，这种由分散独立的汽化核心和汽泡组成的沸腾系统称为泡核沸腾。

当加热面上汽泡生成的密度很大，以致汇集成片，形成汽膜，汽膜将液相冷却剂与加热面成片地隔离开时，这种沸腾称作膜态沸腾。不论欠热沸腾或饱和沸腾，都可能出现膜态沸腾。

由于泡核沸腾过程伴随着汽泡的运动、长大或缩小、破裂或凝结，这就给液流，尤其给边界层内的液流带来强烈的扰动，使得传热大为增强。

影响泡核沸腾换热的主要因素有热流密度、压力及热物理性质等。其中热流密度的影响十分明显。泡核沸腾换热系数大约与热流密度的0.7次方成正比。(见临界热流密度)

由于汽膜远比液相流体冷却能力差，因此在出现膜态沸腾时，加热面温度往往急剧升高（传热恶化），甚至发生过热烧毁问题。

(2) 沸腾起始点与汽泡脱离点。当欠热液体流经加热通道（见图2）时，其欠热度将因受热而逐渐降低（即其温度

逐渐升高至更接近饱和温度)，同时加热壁面的温度也将逐渐升高，当壁面温度超过饱和温度一定程度时，在壁面上开始形成汽泡（如图2中的a点），汽泡附着于壁面上。a点就称作沸腾起始点。当壁面温度及流体温度继续升高时，壁面上的汽泡越积越多，其尺寸也逐渐增大，当达到图2中的b点时，汽泡开始脱离壁面进入主流体中，b点就称作汽泡脱离壁面起始点或汽泡脱离点。

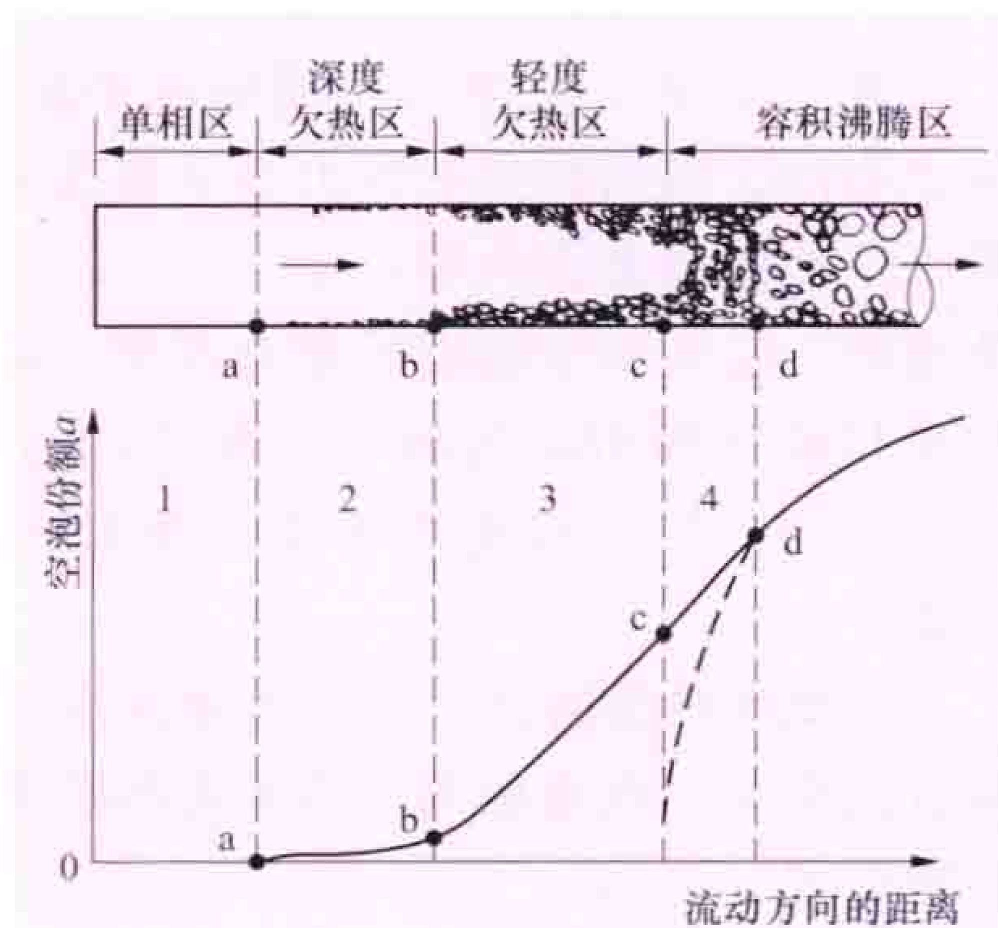


图2　加热通道中空泡份额分布

球床流动换热　在球床高温气冷堆中，采用球形燃料元件，整个堆芯由球形燃料元件堆积而成。球床流动换热研究的目的在于确定气体冷却剂流经球床时的球形燃料元件表面与流体之间的温度差，以及球表面上的温度分布，以便为确定球内各处的温度状况、安全性及热应力分析提供数据。

球床流动换热的特点之一是换热的不均匀性，即燃料元件球表面各处的换热强度是各不相同的。面对气流处受到气流正面冲刷，换热最强；与相邻球的接触点处未受到气流冲刷，换热最弱，是换热的死点。

反映球床换热强度的平均换热系数及反映温度分布不均匀性的不均匀系数都是雷诺数 Re 及压力的函数，即是冷却剂平均流速（或空床流速）、热物理性质及球直径、球床空隙率等参数的函数。常用的换热关系式多表示成由相似准则组成的半经验公式。

喷放及再淹没过程中的换热　在压水反应堆发生冷却剂流失事故时，会出现几种特殊的过程：喷放过程、干涸过程及再淹没过程。

喷放过程　在冷却剂管路破断时，大量冷却剂自破口喷出，反应堆压力及冷却剂液位迅速降低，直到液位降至堆芯顶部为止的过程。在此过程中由于压力降低、冷却剂大量汽化，因此临界热流密度降低，以致可能出现燃料元件过热，以及冷却剂液位下降到危险液位（使堆芯开始裸露的液位）。喷放过程所需时间是涉及反应堆安全的主要问题。

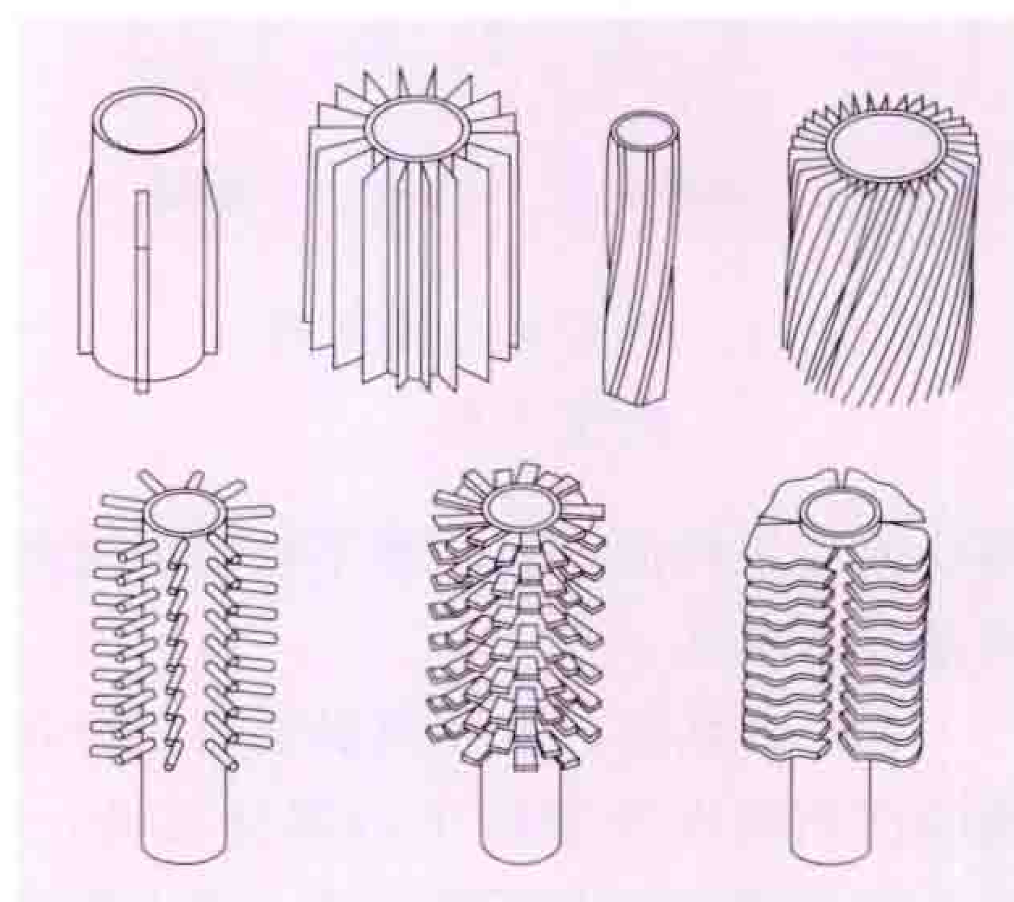
在此期间的换热及临界热流密度计算方法均与沸腾换热相同，只是应在计算公式中代入各时刻各地点的真实参数（压力、含汽量等）。

干涸过程　当液位下降到堆芯顶部以下时，堆芯的一部分或全部裸露出来，即堆芯由液体淹没状态转变为干涸状态的过程。此过程在开始时，只有部分堆芯裸露，裸露部分将受到来自堆芯下部的冷却剂蒸发所产生的汽流的冷却，这部分的换热可按单相气流换热来处理。到堆芯全部裸露后，冷却汽流断了来源。此时，换热进一步恶化，释热元件温度升高，元件包壳锆合金可能与流道内的水汽发生锆-水反应，所释出的热量可能加剧释热元件的升温，换热计算中应考虑这部分热量。

再淹没过程　由于反应堆应急堆芯冷却系统的投入，堆芯通常自下而上地逐渐再度被冷却剂水淹没的过程。再淹没过程初期，由于释热元件表面温度超过溅射温度，冷却剂液流不能直接地接触到元件表面，但蒸汽及飞溅水珠使元件表面逐渐降温后，冷却剂液流就能直接接触释热元件表面进行冷却。随着堆芯液位升高，仅能依靠蒸汽流来冷却的部分越来越少，最终全部回到水冷状态。在换热分析中，可近似地按冷却剂波前将流道分为两段，上段按单相气流冷却处理，下段则按水冷却来处理。此过程更严谨的分析方法尚在发展中，实验研究也正在广泛地进行。

强化传热　反应堆内的功率密度比普通锅炉中的要高得多，因此常有必要采取强化传热的措施，尤其当冷却剂为传热性能较差的气体时，更是如此。强化传热比较成熟的方法有表面强化、移置式强化和涡流三种。

表面强化包括表面肋化和表面粗糙化，即在换热表面上加肋片或使表面具有大量凹凸不平的颗粒。这样，既增大了换热面积，又由于液流受到扰动，湍动程度增高而使换热增强。反应堆燃料元件表面上肋的种类是各种各样的（见图3），肋片材料则主要应考虑中子吸收截面小、热导率高的材料，如铝、锆等。在一回路换热器中，带肋片的换热管也已得到广泛的应用。


图3　燃料包壳上各种形式的肋片

移置式强化换热是借助于装在换热面附近的扰动器使液流扰动来强化传热的（在换热通道入口处，装设扰动圆环等）。因其将扰动器移至换热面之外，故称作移置式。

涡流使冷却剂做涡旋流动。通常是通过在加热面上绕丝、加螺旋肋等方式使冷却剂流动方向改变而形成的。涡流使传热增强的主要机理是其径向二次流使流体受到附加扰动。另外，连续并固定于换热表面上的涡流发生器还会产生肋化效应。

除上述三种强化传热的主要方式之外，还有向冷却剂内加入添加剂、流体振动、加热面振动等方法。

参考书目

Петухов Б С итд. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Москва：Энергоатомиздат，1986.

duinei liangxiangliu

堆内两相流

(two-phase flow in reactor)　系统内有两种物相同时存在的流动。由相同化学成分组成的两相流称为单组分两相流，如液相水与气相水蒸气所组成的汽-水混合物的流动；由不同化学成分组成的两相流称为多组分两相流，如空气-水混合物的流动。在反应堆系统中，常见的是单组分汽-液两相流。例如，在沸水堆的各冷却剂通道

及压水堆的热通道内，冷却剂受热发生相变（饱和沸腾或欠热沸腾）时，形成汽-液两相流。两相流的存在明显地改变了冷却剂的流动和传热特性。伴随相变产生的汽泡还会减弱兼作反应堆慢化剂的冷却剂水的慢化能力。因此，两相流的研究对反应堆的设计、运行和安全分析是非常重要的。

流型　汽-液两相流中汽相和液相存在的形态。流型与系统的压力、流量、质量含汽率、壁面热流密度、通道的布置和几何形状及流体流动方向等都有着密切的联系。流型的变更伴随着动量传递及传热特性的改变，不同的流型会形成不同的流动工况，产生不同的流动压降、不同的传热方式，在有些情况下，会出现沸腾换热恶化。（见反应堆传热、临界热流密度）

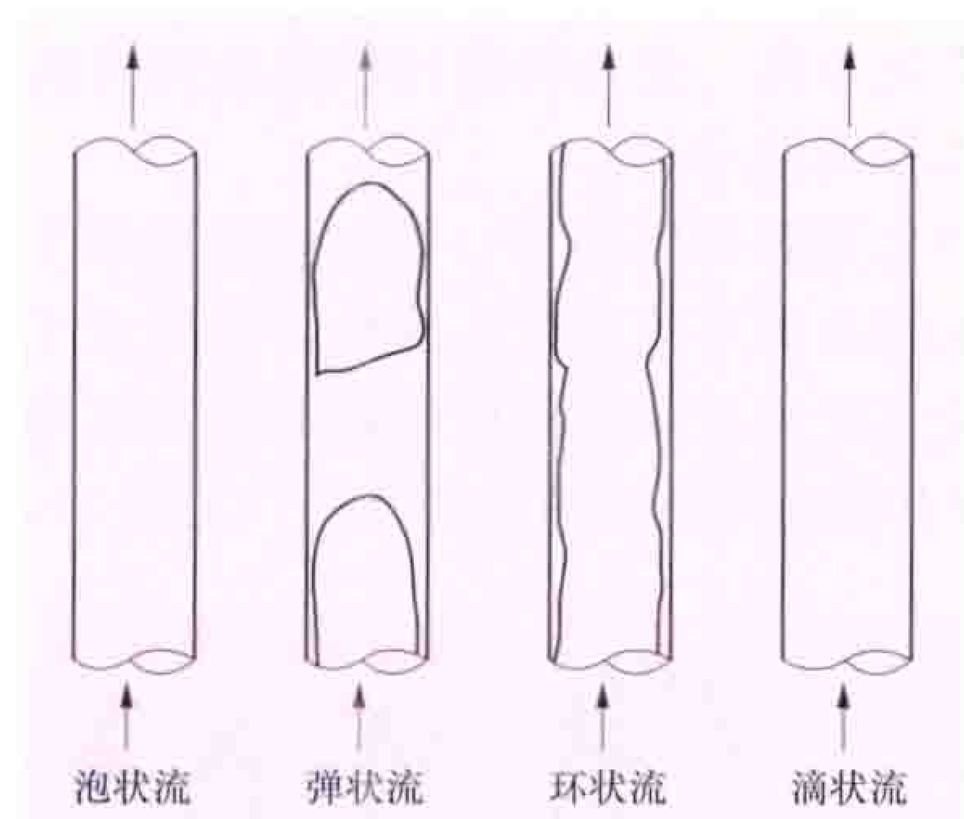


图 1　垂直向上流动的典型流型

在垂直向上的加热通道中，通常可能出现泡状流、弹状流、环状流、滴状流四种流型（见图 1）。

（1）泡状流。连续液相中包含分散汽泡的流动，常发生在低质量含汽率区。

（2）弹状流。小汽泡聚合成尺寸接近通道直径的呈弹头状大汽泡的流动，也称塞状流或块状流，是一种不稳定的过渡流型，常出现在中等质量含汽率区。

（3）环状流。液相流沿通道壁呈环状膜形的连续流，连续的汽相则在管道的中心部分流动，在液环中还弥散着汽泡，在汽相中也夹带着液滴，常出现在较高质量含汽率区。

（4）滴状流。分散的细小液滴在连续汽相流中的流动，也称雾状流，常出现在高质量含汽率区。

汽泡脱离点　汽泡开始跃离加热壁面的位置，又叫汽泡脱离壁面起始点或净蒸汽产生起始点。按非平衡态热力学模型，它还是两相流与单相流的分界点，在此点之后，主流内出现净蒸汽，即真实质量含汽率 x 开始大于零，流动变为两相流。通常设液相的欠热度（欠热温度或欠热焓）达到某临界值作为达到汽泡脱离点的判据，而临界值的具体数值与流动的热工水力条件（如主流流速、壁面热流密度、压力）和通道尺寸等有关。不同的学者给出不同的计算模型。一种计算模型认为临界欠热焓 Δh_d 可按下式计算：当贝克来数 $Pe \leqslant 70\ 000$ 时，$\Delta h_d = 0.002\ 2qd_e c_{p,f}/k_f$；当 $Pe > 70\ 000$ 时，$\Delta h_d = 154qd/G$。式中 Δh_d 为临界欠热焓，即液体饱和比焓与汽泡跃离点流体比焓的差值，J/kg；d_e 为当量直径，m；q 为热流密度，W/m²；G 为质量流速，kg/(m²·s)；$c_{p,f}$ 为液体的比定压热容，J/(kg·℃)；k_f 为液体的热导率，W/(m·℃)。

平衡态质量含汽率 x_e　汽、液两相处于热力学平衡状态时的两相流中蒸汽的质量流量份额。按平衡态热力学模型，质量含汽率等于零（$x_e=0$）的点叫饱和沸腾起始点，它是平衡态的两相流与单相流间的分界点。通常按式 $x_e = (h-h_{fs})/h_{fg}$，式中 h 为流体焓，J/kg；h_{fs} 为饱和液体比焓，J/kg；h_{fg} 为汽化潜热，J/kg。

真实质量含汽率 x　两相流中蒸汽的真实质量流量份额。当汽、液两相处于热力学平衡态时，真实质量含汽率 x 等于平衡态质量含汽率，即 $x=x_e$；当两相处于热力学非平衡态时，它大于平衡态质量含汽率，即 $x>x_e$。汽泡脱离点是单相流与两相流区域的分界点，它的 x 值为零，此点之后，$x>0$，但 x_e 可能小于零，即主流中流体可能还未达饱和态。

在低欠热沸腾区，真实质量含汽率 x 与当地的平衡态质量含汽率 x_e、汽泡脱离点的平衡态质量含汽率 x_{ed} 有关，常用指数公式 $x=\{x_e - x_{ed}\exp[(x_e/x_{ed})-1]\}/\{1-x_{ed}\exp[(x_e/x_{ed})-1]\}$ 表示。

空泡份额 a　流道截面中汽相流体所占总截面的份额，又称截面含汽率。它与质量含汽率的关系可用 $a = xv_g/[xv_g+(1-x)v_f s]$ 表示，式中 v_f 和 v_g 分别是液相流体和汽相流体的比体积；x 通常指真实质量含汽率，但有时也代表平衡态质量含汽率 x_e；s 是滑速比，它等于汽相流体平均速度与液相流体平均速度之比值。在垂直向上流动的两相流中，由于蒸汽的密度小，在浮升力的作用下蒸汽速度比液体的快，汽-液间便产生了相对滑移，使滑速比大于 1。s 是压力、质量含汽率和流速的函数。

流动不稳定性　两相流受到微小扰动后所发生的流量漂移或流量振荡。振荡的振幅可以是恒定的，也可以是变化的。它可能引起部件的疲劳或热疲劳破坏；也可能使系统的传热性能变坏，造成沸腾换热恶化；还可能干扰控制系统。冷却剂兼作慢化剂的反应堆中，这个问题尤其严重。它可分为稳态流动（静力学）不稳定性和瞬态流动（动力学）不稳定性。

稳态流动不稳定性包括莱迪内格（Ledinegg）不稳定性（或叫流量漂移）和流型不稳定性等。莱迪内格不稳定性的特点是系统内的流量会发生非周期性的漂移，流量会从一个数值改变为另一个数值，这是因为系统的水力特性曲线的某一区域是多值的（图 2 中的阴影部分），即一个驱动头对应几种流量。可采用在系统入口处加节流件或增加系统压力等方法使带多值性区的水力特性曲线转变成单值性曲线，从而消除莱迪内格不稳定性。

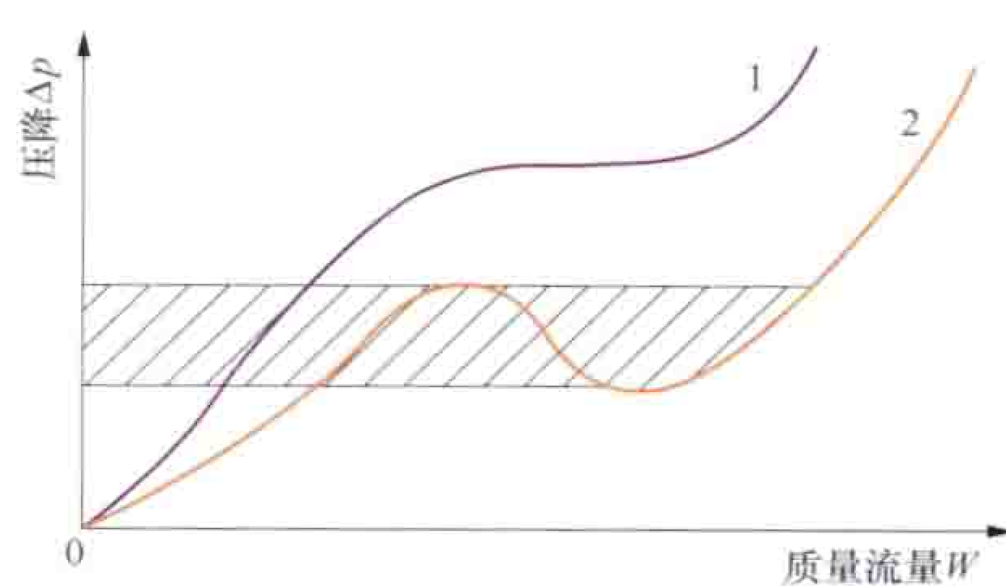


图 2　带多值性区的水力特性曲线

1—单值性压降-流量曲线；

2—多值性压降-流量曲线

瞬态流动不稳定性包括密度波不稳定性、脉动、声波振荡和热振荡等。在加热的沸腾通道中，若某一热工参数发生扰动，例如，暂时减少通道入口的流量，将使流体比焓升提高，平均空泡份额也随着提高，平均密度下降，那么这一扰动势必影响到流动压降及传热性能。某种情况下，经过多次的反馈作用，会形成流量、空泡份额（或密度）和压降的振荡，它称为密度波（或空泡波）不稳定性，是最常见的一种瞬态流动不稳定性。在沸水反应堆内，密度的振荡还会引起反应性的变化，核效应的反馈作用使一般的流体动力

学不稳定性变得更加复杂。实验证明，提高系统压力，加大通道进口节流度，缩短通道加热长度和增加质量流速都可增加流动稳定性，减少发生密度波振荡的可能性。

duinei shure

堆内输热 （heat transport in reactor core） 冷却剂将反应堆内产生的热量传输出来的过程。冷却剂进入堆芯通道后，不断吸收堆内产生的热量，其温度或焓值逐渐升高。反应堆内各处发热率各不相同，所以冷却剂在各处的升温（焓）速度也各不相同。在给定发热率分布的情况下，可以求出冷却剂温度（或焓）的分布曲线。在此曲线上叠加上由换热计算求出的释热燃料元件表面与冷却剂之间的温度差，即可求得燃料元件表面的温度分布曲线。然后，在燃料元件表面温度分布曲线上再叠加上由导热计算求得的燃料元件中心与其表面间的温度差，即可求出燃料元件轴心线上的温度分布。同样也可求出反应堆内任一点处的温度。所以研究堆内输热过程实际上是确定反应堆内温度分布的过程。

然而，对于反应堆的安全性和经济性而言，最重要的在于确定燃料元件内的最高温度和燃料元件表面的最高温度，以便验证它们的工作参数是否超过或过分接近其各自的允许值。

冷却剂温度分布　以最常见的压水堆为例（见图1），堆芯中有很多条平行的冷却剂通道，图2示出其中一条。可近似地认为传入此通道的热量是按余弦规律分布的（见图2中曲线 q）。由于冷却剂在流动过程中获得这些热量，因此冷却剂温度沿通道不断升高。在此过程中，冷却剂温度最初上升得比较缓慢，冷却剂越接近流道轴向中央点，其温度上升的速度越快，因为中央部分加热的热流密度最高，过了中央点之后，升温的速度又再次放慢，且越来越慢，见图2中的曲线 t_f。

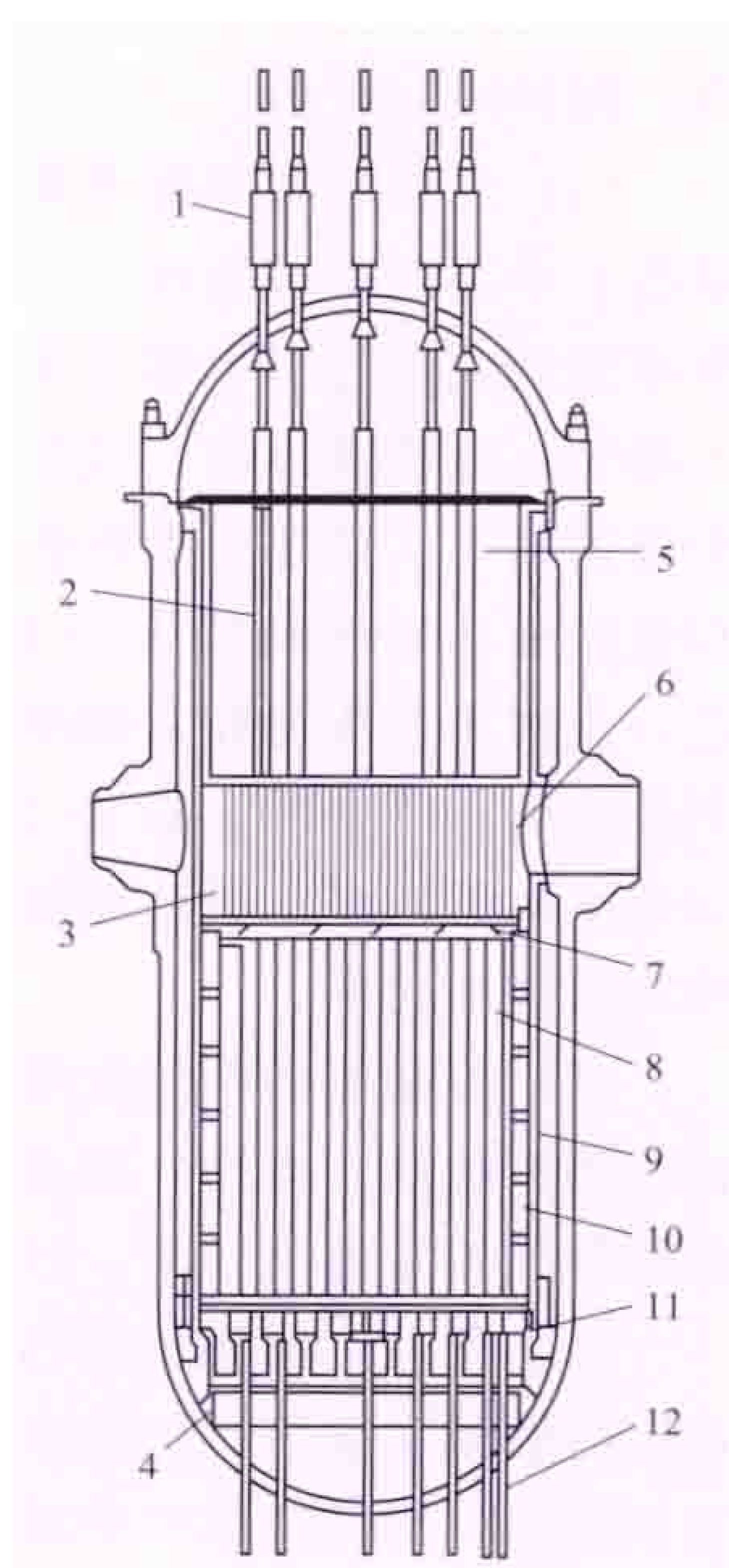


图1　大型压水堆纵剖面示意图

1—控制棒驱动机构；2—全提出的控制棒组件；3—控制元件套管；4—流量分配裙板；5—控制棒组件套筒；6—排管；7—燃料组件对中板；8—燃料组件；9—堆芯支承筒体；10—堆芯围板；11—堆芯支承组件；12—堆内测量管嘴

以上讨论是针对压水堆的，但对气冷堆和液态金属堆也适用。沸水堆中冷却剂流道入口段升温规律与压水堆中的相同；但自出现沸腾后，其温度就不再升高（热量被用来增加水中的含汽量），这是与压水堆不同之处。

燃料元件表面温度分布　可在冷却剂温度 t_f 上叠加燃料元件表面与冷却剂之间的温度差 t_w-t_f 求得，即燃料元件表面温度 $t_w=t_f+(t_w-t_f)$，温差（t_w-t_f）可表示成燃料元件表面热流密度 q'' 与换热系数 h 之比，即 $t_w-t_f=q''/h$。沿流道热流密度的分布可按前述，取其按余弦分布的规律，即 $q''=q''_0\cos\frac{\pi z}{L}$，式中 q''_0 为流道中央处的热流密度；z 为以堆芯几何中心处为零点的高度坐标；L 是堆芯（包括2倍外推距离）总高度，故 $t_w-t_f=\frac{q''_0}{h}\cos\frac{\pi z}{L}$。由此式可以看出，由于流过燃料元件的冷却剂流量不变，换热系数 h 可视为常数（见堆内换热），故壁面（燃料元件表面）与流体（冷却剂）之间的温度差和热流密度一样，也是一个余弦函数（见图2）。由图可见，在通道中央点（半高度处），燃料元件表面与冷却剂之间的温差最大。

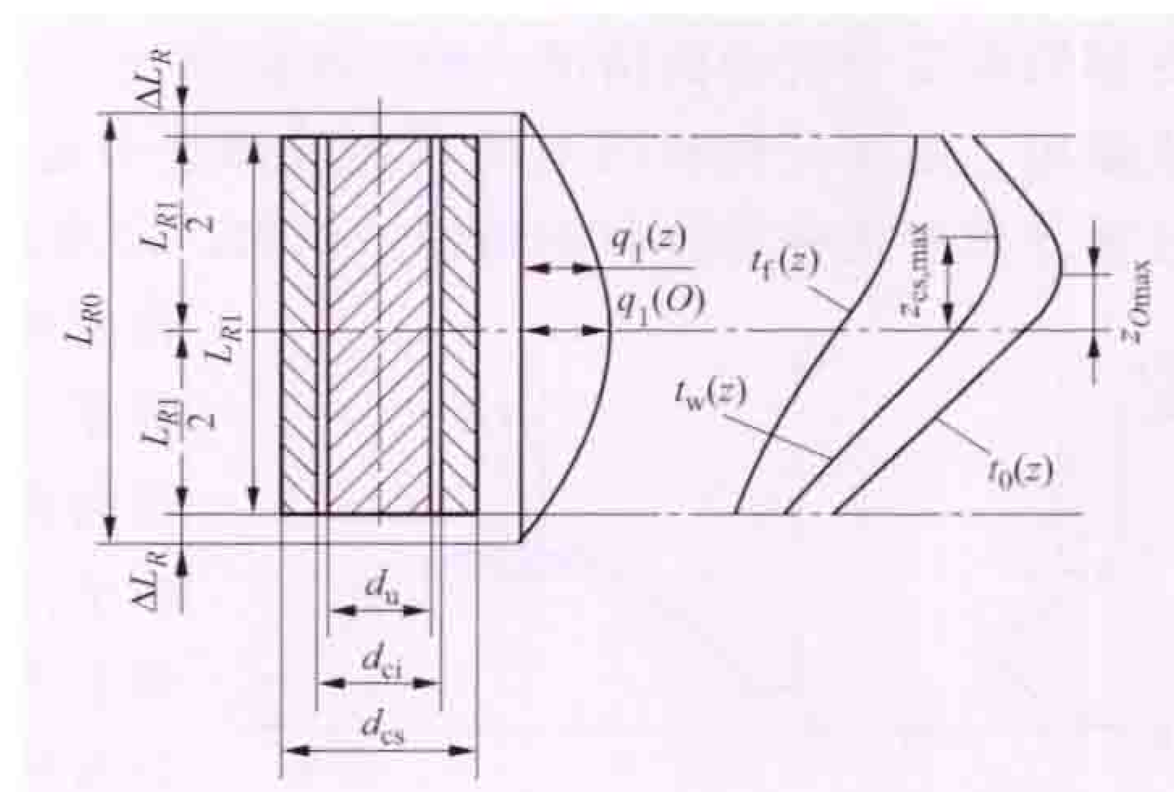


图2　燃料元件和冷却剂轴向温度分布

q—热流密度；t_f—冷却剂温度；t_w—燃料元件表面温度；t_0—燃料元件中心温度；z—轴向坐标

将按余弦分布的温差逐点地叠加到冷却剂温度 t_f（见图2）上，就可求得燃料元件表面温度沿通道长度上的分布（见图2中的曲线 t_w）。由图2可见，壁面温度在冷却剂入口段上升很快（比冷却剂升温速度要高），因为此时它的两个组成因子 t_w 及 t_w-t_f 都在沿流道增加；但过了中央点之后，冷却剂温度 t_f 继续增加，而 t_w-t_f 却逐渐减小，所以壁温曲线变化渐趋平缓。当 t_w-t_f 的减小超过 t_f 的增加时，壁温开始下降。这样就出现了一个最高壁温点，它的位置在堆芯的上半部。

燃料元件中心温度分布　在反应堆内，燃料元件（通常为棒状）是主要发热体，其发热量通过外表面传给冷却剂。燃料元件棒的中心线是最高温度线，中心线上的温度称为燃料元件中心温度。

燃料元件中心温度等于燃料元件表面温度叠加上中心与表面之间的温差。关于燃料元件表面温度，如前所述。中心温度 t_0 与表面温度 t_w 之间的温度差可根据有内热源物体的导热方程（略去包壳内气隙的热阻，见堆内导热）$t_0-t_w=\frac{q'}{4\pi k}$ 求出，式中 q' 为线发热率；k 为燃料热导率，此处取为常数。由此式可以看出，燃料元件中心与表面之间的温差 t_0-t_w 正比于线发热率 q'，因而也同线发热率一样，是一个余弦函数（见图2）。

将余弦函数 t_0-t_w 沿高度逐点叠加到图2中的曲线 t_w 上，就得到中心线温度分布曲线［$t_0=t_w+(t_0-t_w)$，见图2中的曲线 t_0］。由图2可以看出，在下半段，中心温度沿流道急剧增高，因它的两个组成部分 t_w 和 t_0-t_w 都沿流道高度的增加而增加；但在中央点以后，t_0-t_w 逐渐减小，所以中心温度 t_0 上升的趋势减缓，最后转为下降。这样，中心温度的最高点和表面温度的最高点一样，也在冷却剂通道的后半部，但却比表面温度最高点更靠近通道的中央点。

根据一条冷却剂通道的冷却剂温度分布、燃料元件表面温度分布及燃料元件中心温度分布，可以求出此通道内燃料元件表面的最高温度和燃料元件的最高中心温度。反应堆堆芯有很多条冷却剂通道，只须对发热最强和相对冷却剂流量较少的通道进行上述分析计算，即可得到整个堆芯的最高燃料元件表面温度和最高燃料元件中心温度。各通道发热率的相对大小可由反应堆物理计算给出；各通道冷却剂流量则可由流量分配设计给出。

温度分布的畸变　前面介绍的温度分布只适用于发热及冷却均未受到扰动的情况。但在实际情况下，控制棒的插入或抽出、温度变化和汽泡的存在等都会引起温度分布变化，这种分布变化称为分布的畸变。例如，向堆芯内插入控制棒将使棒附近的中子注量率及发热率下降，而远离控制棒部分的中子注量率及发热率将上升，此时的温度分布将发生显著的变化（畸变）（见图3），在此情况下只能用逐段叠加的办法来求出通道（流道）内的冷却剂温度分布，再叠加上各相应截面上的有关温度差来确定燃料元件表面及中心的温度分布，并求出其最高点。

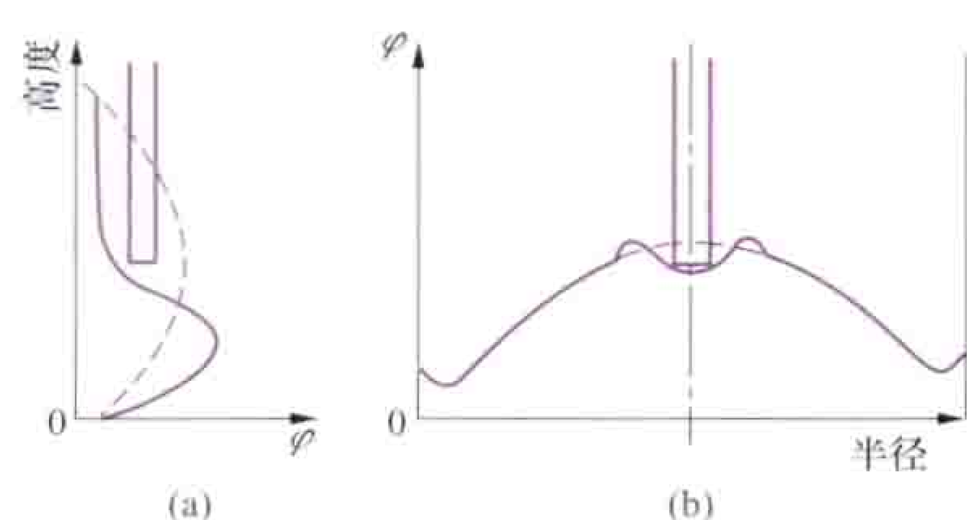


图3　中心控制棒插入对中子注量率的影响

（a）轴向中子注量率分布；（b）径向中子注量率分布的影响

参考书目

El-Wakil M M. 核反应堆热工学. 陈叔平，等译. 北京：原子能出版社，1976.

任功祖. 动力反应堆热工分析. 北京：原子能出版社，1982.

duinei wendu celiang

堆内温度测量　（in-core temperature measurement）

对反应堆内燃料元件、冷却剂、慢化剂和堆内构件的温度测量，为监测、控制或保护反应堆提供相应的温度信息。对于压水堆核电厂，主要是燃料组件出口冷却剂温度的测量。由于堆芯燃料组件没有彼此分隔的外套，因此选择具有代表性的燃料组件，在其冷却剂出口处设置温度敏感元件进行测量。根据测量信息，可计算冷却剂的热焓，估算堆芯径向的温度分布和功率分布，为确定热管因子（用于衡量各热工参数最大值偏离平均值的程度）提供数据。结合堆芯中子注量率测量所提供的信息，还可用来估计冷却剂流量的分布，确定热管因子。此外，还可按反应堆冷却系统实际压力，计算出对应的饱和温度值，对应于堆内测量的实际温度，确定饱和温度裕量，以判断堆芯内出现局部沸腾的危险及程度。对于石墨气冷反应堆，温度敏感元件设置在燃料元件包壳的肋片上，以测量包壳温度。

堆内温度测量的敏感元件主要是用氧化铝进行绝缘、装在不锈钢外壳内的镍铬-镍铝铠装热电偶。热电偶输出信号用多点记录仪进行记录，或者用计算机信息处理系统进行分析，以监督堆芯的冷却情况。对堆芯热电偶的材料选择、制造工艺和安装要求，必须考虑热电偶所处的环境条件，即中子和γ射线的强辐照，以及高温、高压和热循环所产生的材料结构变化及其机械和电气性能变化，以保证堆内温度测量的可靠性和热电偶拆装的可能性。

duixin baohu xitong

堆芯保护系统　（reactor core protection system）

根据核电厂事故状态的严重程度采用相应的对策限制或降低反应堆功率，以达到终止事故状态，防止发展成导致反应堆停堆系统动作的重大事故的系统，又称限制系统。堆芯保护系统与反应堆停堆系统、专设安全设施驱动系统一起构成对反应堆系统进行保护的纵深防御体系。

主要作用　①在功率运行时防止堆内燃料组件功率密度过高或出现泡核沸腾现象；②保证在任何时候都具有相当的停堆反应性；③保证反应堆系统的重要参数都维持在安全分析所规定的范围内；④在发生预期瞬态未紧急停堆（ATWS）的事件时，将反应堆引入次临界状态进行附加保护；⑤在汽轮发电机甩负荷或反应堆冷却剂泵故障等重大瞬变事件中，防止反应堆紧急停闭以减少部件所承受的热冲击应力。

限制功能　堆芯保护系统的每一个保护目标是通过一个或几个限制功能来实现的。一旦在运行过程中某个与安全有关的参数超过了限值，则执行对应的限制功能，使该安全参数保持在正常运行条件范围内。堆芯保护系统有保护限制、状态限制、运行限制三类限制功能。

保护限制　安全参数超过其限值时，便引起保护系统动作，从而使受监控的安全参数恢复到正常运行的数值范围内。保护限制包括：

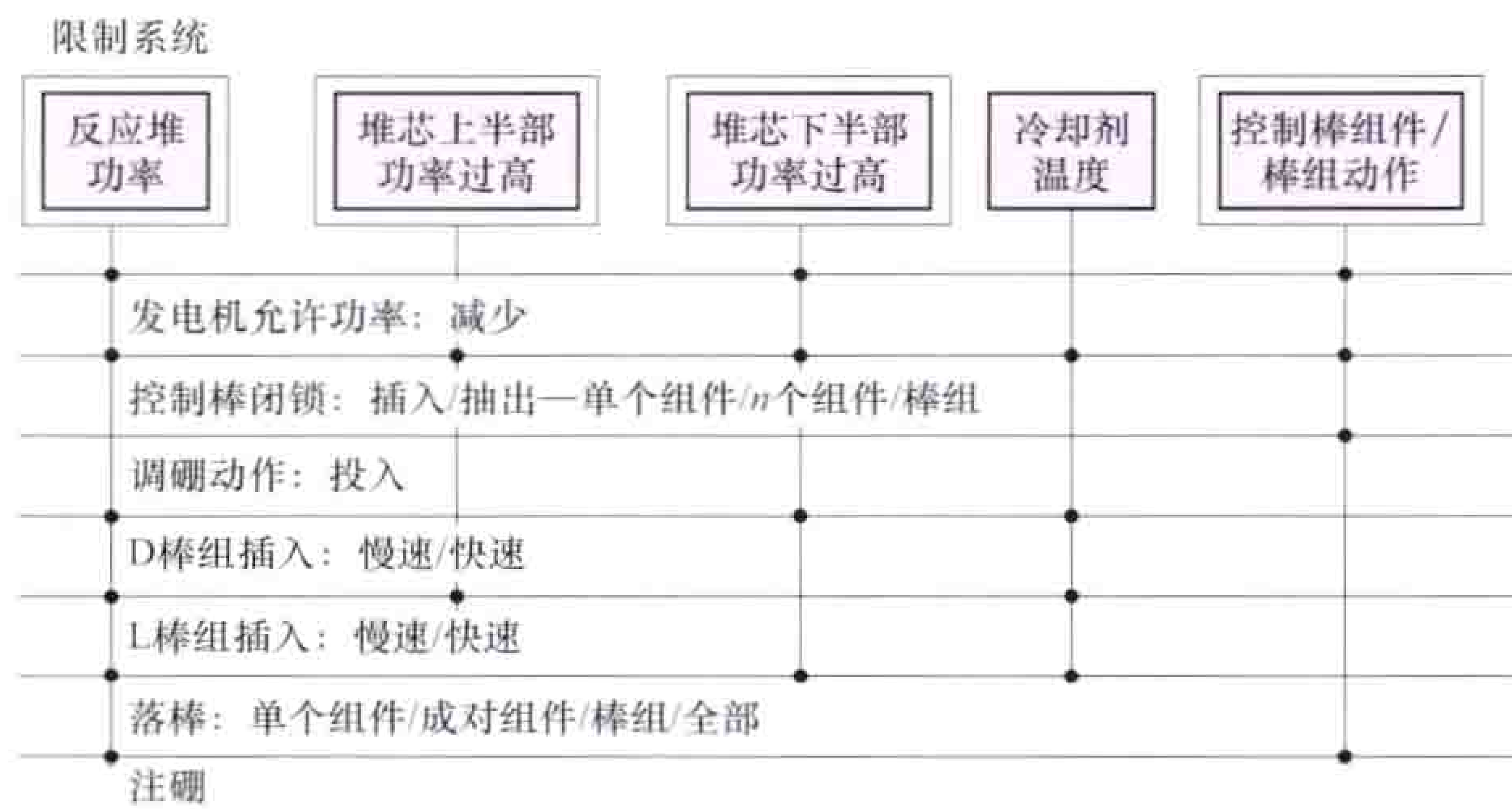
（1）反应堆功率密度限制。当由于功率分布不均而造成堆芯上半部功率过高时，L棒组动作，插入堆芯；而当由同样原因造成堆芯下半部功率过高时，闭锁L棒组，D棒组插入堆芯，或快速落棒，或引起加硼系统动作，使功率峰值降至限值以下。局部功率限值是通过失水事故、失去流量事故和氙振荡功率倾斜等安全分析确定的。L棒组又称负荷棒组，是用来在快速和大幅度负荷变化时控制反应堆功率和功率分布的。D棒组又称多卜勒（Doppler）棒组，用来补偿与功率有关的多卜勒反应性效应，在小幅度的慢负荷变化时控制反应堆功率。

（2）控制棒插入深度限制。当堆芯保护系统动作时，闭锁控制棒的插入动作，通过向堆内加硼来控制正反应性，并且降低汽轮发电机功率，以保证足够的停堆反应性。

状态限制　限制核蒸汽供应系统的运行参数，以便在所对应的故障工况下，仍能使系统保持原来的状态。属于这类限制的有：①反应堆功率限制；②冷却剂温度限制；③稳压器水位限制。状态限制是通过各种措施（大多数情况下，要降低机组功率）使相应的安全参数得到限制，以保持与其保护整定值的差距，避免引起不必要的停堆。

运行限制　限制核蒸汽供应系统的运行参数，以提高机组的可利用率，如新蒸汽最低压力限制和新蒸汽最高压力限制等。运行限制是通过调节汽轮机调节阀的位置和旁路阀的开度来实现的。

图中示出堆芯保护限制功能及由其触发的动作。在德国电站联盟（KWU）设计的反应堆上，新蒸汽最高压力限制装置动作（例如，在几秒钟内出力大幅度下降）时，控制棒



堆芯保护限制功能及由其触发的动作

组件即成对向堆内快速落入，直到反应堆功率下降到稍高于发电机功率，或某个事先给定的值以下（例如，新蒸汽旁路容量以下）时为止。由于采取了这种快速落棒措施，德国电站联盟设计的核电厂的旁路容量仅为50%新蒸汽流量。

堆芯保护系统的设计必须符合反应堆保护系统的安全准则。一般都采用多通道设计，遵循冗余、符合、独立性和单一故障等安全设计准则，并具有在线进行试验的能力。堆芯保护系统在德国电站联盟设计的压水堆核电厂上应用。在法国新设计的EPR型核电厂中也包含了此系统功能。

参考书目

Walfgang Rysy. 核电厂. 张禄庆，等译. 北京：原子能出版社，1996.

duixin bushuixiang

堆芯补水箱 (core makeup tank，CMT)

AP1000非能动堆芯冷却系统主要设备之一。其功能为：在核电厂发生失水事故时，对反应堆实施安全注射，实现堆芯应急冷却；在核电厂发生非失水的瞬态或事故（如主蒸汽管断裂事故）时，对反应堆提供含硼水，提高反应堆冷却剂硼浓度，限制堆芯反应性。

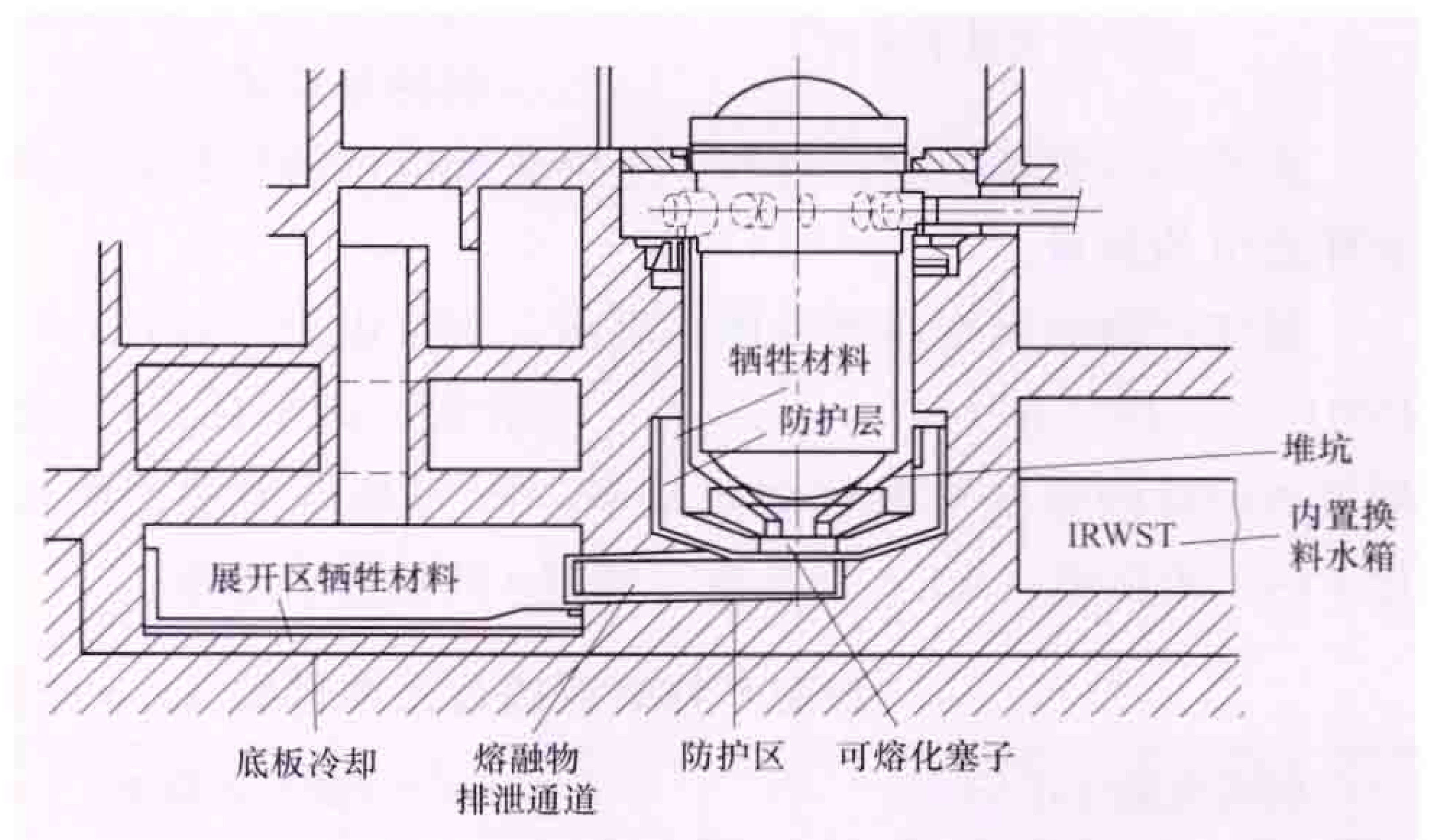
堆芯补水箱是一个带上下半球形封头的圆筒形高压容器，其设计压力和温度与反应堆冷却剂系统的设计压力和温度相同，为核安全1级、抗震I类的设备。水箱的材质为碳钢，内表面堆焊具有优良防腐蚀性能的不锈钢。水箱布置在安全壳内稍高于反应堆冷却剂环路的标高上。核电厂正常运行时，水箱充满硼浓度为3500μg/g（3500ppm）的含硼水。水箱的进口设在顶部，通过与反应堆冷却剂环路冷段相接的压力平衡管使水箱的压力与反应堆冷却剂环路冷段的压力相同。水箱不设保温措施，但进口管设置了较厚的保温层，使管内的介质保持较高的温度。水箱底部的出口管设置两只并联的常关气动隔离阀并直接与反应堆压力容器相接。核电厂发生事故时，隔离阀自动打开，依靠水箱与环路的位差和介质的温差将硼水注入堆芯。水箱入口设有扩散器，以降低进入堆芯补水箱的流速，从而防止和减小堆芯补水箱起动时发生水锤的可能性。

duixin rongrongwu shouji yu lengque sheshi

堆芯熔融物收集与冷却设施 (molten core debris collection and cooling device)

EPR先进压水堆核电厂在发生堆芯熔化严重事故下，将堆芯熔融物收集、展开和冷却所设置的设施，也称安全壳底板保护系统或堆芯捕集器。其主要功能是，保护反应堆厂房底板不被熔穿，将放射性物质包容在安全壳内，达到限制放射性物质向环境排放，保护环境的目的。

堆芯熔融物收集与冷却设施由反应堆堆坑、可熔化塞子、排泄通道、展开区腔室和冷却设施组成（见图）。反应堆堆坑的设计要能承受压力容器失效和堆芯熔融物释放所产生的载荷。压力容器被设计成支承在用钢锚件固定在混凝土中的环形钢架上，并由堆坑下部的混凝土支架限制压力容器下封头跌落高度小于1m，以满足承受载荷的要求。堆坑内层设置一层牺牲混凝土（主要成分为Fe_2O_3和SiO_2），厚度约为600mm，用于消耗流出的熔融物在堆坑期间的热量。在牺牲材料和混凝土之间设置厚度为200mm的Al_2O_3保护层，用于混凝土结构的短期保护。面积约为$1m^2$的可熔化塞子位于圆锥形堆坑中心的最低处。可熔化塞子的下方是一块厚度为50mm的钢板，其表面覆盖一层厚度约为40mm与堆坑内层相同的牺牲材料。一旦可熔化塞子被熔化，熔融物就会通过连接堆坑和展开区的排泄通道排放到展开区。通道



堆芯熔融物收集与冷却设施结构剖面

内表面也设置一层保护材料，展开区腔室由底板和两侧面结构组成。底板由上至下分别为是：牺牲混凝土层，厚度约为100mm；钢板层，位于牺牲混凝土层和氧化锆保护层间，作为氧化锆的安全屏障；氧化锆保护层，使用ZrO_2的陶瓷材料和氧化锆混凝土，能承受2200℃高温；底板冷却设施，位于氧化锆保护层和安全壳底板结构混凝土之间，它与安全壳热量导出系统相连，被加热的水返回到安全壳内置换料水箱内；结构混凝土层，按核级建筑物要求进行设计。展开区腔室侧面结构由钢板组成。钢板内表面覆盖保护层和牺牲材料，钢板离混凝土墙壁有一定距离，其空隙区域在安全壳水淹期间充满冷却水，靠自然循环进行冷却。

核电厂正常运行时，堆坑和展开区保持干燥，以便在发生严重事故时，避免压力容器外发生蒸汽爆炸，便于熔融物进入干的展开区。

duixin shengyu shire

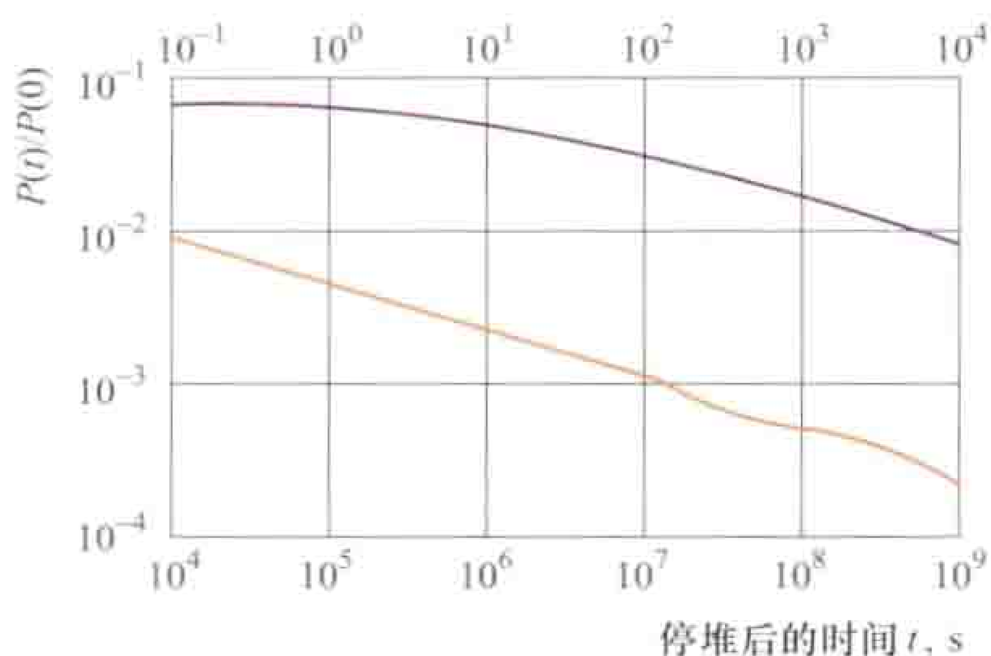
堆芯剩余释热 (residual heat generation in reactor core)

反应堆停堆后堆芯内的释热。堆芯剩余释热由剩余裂变发热、衰变热两部分组成。停堆后反应堆内相应于剩余释热的功率称为剩余功率。

剩余裂变发热　停堆后，剩余中子继续引起裂变，从而导致反应堆继续发热。剩余中子包括瞬发中子和缓发中子。

瞬发中子贡献部分通常随时间衰减得非常快，主要是缓发中子部分起主要作用。

对于以恒定功率运行了很长时间的轻水反应堆，如果停堆时引入的负反应性足够大，剩余裂变功率在衰变热起重要作用的期间内，可以近似用公式 $P_1(t)/P(0)=0.15\exp(-0.1t)$ 估算相对功率随时间的变化。式中 t 是停堆后的时间，s；$P(0)$ 是停堆之前的功率；$P_1(t)$ 是停堆之后 t 时刻的剩余功率。对于重水反应堆，上式中的 0.1 应改为 0.06。前式适用于 ^{235}U 作燃料的反应堆。对于以 ^{239}Pu 作燃料的反应堆，其剩余裂变功率大约只有用 ^{235}U 作燃料的反应堆的 1/3。



相对裂变产物衰变功率随停堆后时间的变化
[停堆前反应堆在 $P(0)$ 功率下运行了无限长时间]

衰变热　包括裂变产物和中子俘获反应产物的放射性衰变释放出的热量。

裂变产物的衰变热可由图来表示，也可以用公式 $P_2(t)/P(0)=5\times10^{-3}A[(t)^{-a}-(t+t')^{-a}]$ 估算，式中 $P_2(t)$ 是停堆后 t(s)时的裂变产物衰变热功率；$P(0)$ 是停堆前连续运行 t'(s) 的功率；A、a 是常数，根据 t 的值按表选取。

裂变产物衰变热公式中常数 A、a 的值

时间范围 (s)	A	a	最大正偏差	最大负偏差
$10^{-1}\leqslant t<10^{1}$	12.05	0.0639	10s 下为 4%	10s 下为 3%
$10^{1}\leqslant t\leqslant1.5\times10^{2}$	15.31	0.1807	1.5×10^{2}s 下为 3%	3×10^{1}s 下为 1%
$1.5\times10^{2}<t<4\times10^{6}$	26.02	0.2834	1.5×10^{2}s 下为 5%	3×10^{3}s 下为 5%
$4\times10^{6}\leqslant t\leqslant2\times10^{8}$	53.18	0.3350	4×10^{7}s 下为 8%	2×10^{8}s 下为 9%

对于轻水反应堆，中子俘获反应产物的衰变功率可以用公式 $P_3(t)/P(0)=1.63\times10^{-3}\times\exp(-4.91\times10^{-4}t)+1.60\times10^{-3}\exp(-3.41\times10^{-6}t)$ 表示。与裂变产物衰变热相比，中子俘获反应产物的衰变热比较小，但衰减得比较慢。

在大型计算机程序中常用多项指数衰减的方法计算堆芯剩余释热。

参考书目

汤烺孙，韦斯曼．压水反应堆热工分析．袁乃驹，裘怿椿，杨彬，译．北京：原子能出版社，1983.

duixin shouqi

堆芯寿期 (reactor core lifetime)　反应堆堆芯能够维持有效满功率运行的时间。反应堆运行过程中，由于燃耗及其他效应，剩余反应性逐渐减少。当剩余反应性降到零以后，反应堆处于次临界状态，不能继续运行。实际运行中，除了补偿燃耗所需的剩余反应性外，还必须考虑因反应堆运行控制、克服氙的毒性（见裂变产物毒性），以及反应堆从冷态到热态引起的功率亏损等还需要有一定量的剩余反应性。为了便于运行分析，通常在压水堆核电厂中，堆芯寿期分为寿期初（BOL）、寿期中（MOL）及寿期末（EOL）三种情况。

duixin zhongzi zhulianglü celiang

堆芯中子注量率测量 (in-core neutron flux measurement)　为了提高反应堆功率密度和燃料元件燃耗深度，必须较精确地进行堆芯中子注量率监测。通过堆芯中子注量率测量，可用于验证堆芯设计，监督堆芯安全裕度和偏离泡核沸腾比，计算燃料元件的燃耗，并用于监测稳态工况下堆芯径向及轴向的中子注量率分布，以及可能发生的功率分布振荡，以保证反应堆安全经济地运行。

堆芯中子注量率测量方法主要有两种：①利用堆芯探测器进行直接测量；②利用活化法进行间接测量。压水堆核电厂广泛采用直接测量，使用堆芯中子注量率测量系统，通过机械驱动装置将所选孔道的微型裂变室插入堆芯测量孔道。

直接测量　测量装置包括微型裂变室、微型电离室或自给能中子探测器（固定在反应堆内）。测量装置结合相应的机械装置以及信号处理与显示装置组成堆芯中子注量率测量系统。

(1) 微型裂变室。在压水堆和沸水堆中，大多数移动式堆芯中子注量率测量系统都采用微型裂变室作为中子敏感元件。微型裂变室的特点是采用铀内衬，其燃耗相当小。微型裂变室有脉冲计数、均方电压、平均电流（直流）三种基本测量方式。因此，在源量程通道（采用脉冲计数）、中间量程通道（采用均方电压技术）及功率量程通道（采用平均电流技术）中，微型裂变室都是适宜的。但微型裂变室的最佳设计（大小、材料、充气压力、发射极-收集极间隙、中子灵敏度等）是不同的。微型裂变室有两种形式，见图 1。一种形式是在探测器外壳的内侧，镀富集铀层，形成灵敏体积的外壁。另一种形式是在灵敏体积的外表面加上一个富集铀-铝合金的机加工套筒。精心地控制铀镀层或铀-铝套筒的重量和厚度，就能准确地控制探测器的中子灵敏度。微型裂变室充以零点几个兆帕的填充气体，最普通的是氩气，其他有氦、氮或氩与氮的混合气体。微型裂变室的中子灵敏度取决于发射极与收集极之间的间隙。电离电流是所充气体原子数的函数，发射极与收集极之间的间隙大产生的电流也大。在较高的中子注量率

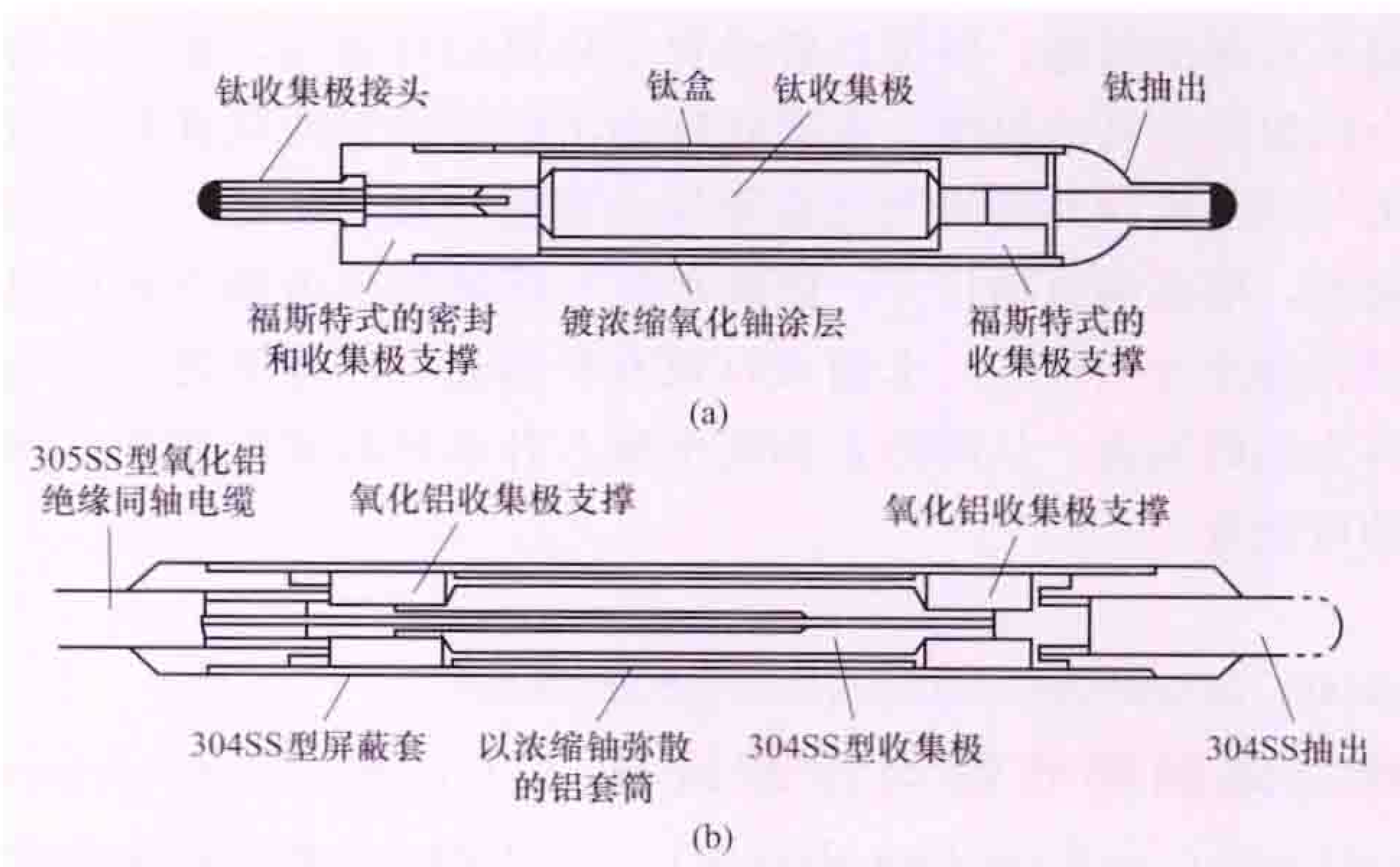


图 1　微型裂变室
(a) 镀氧化铀型；(b) 带铀-铝合金套筒

下，必须把发射极与收集极之间的间隙减小。信号噪声比也是裂变室的重要性能之一。为提高信号噪声比，最好的办法是增加敏感元件所用铀的富集度，增大铀的表面积。利用改变裂变室的直径和长度来改变铀的表面积，因此存在一种能产生最高信号噪声比的结构形状。微型裂变室的外径约为6mm，敏感长度为12～25mm。

（2）微型电离室。微型电离室可作为移动式堆芯中子注量率测量的敏感元件。作为移动式堆芯中子注量率测量装置，穿过整个堆芯所要求的时间很少超过3min，而穿过堆芯的频率很少多于每月一次。微型裂变室在堆芯满功率工作9个月之后，其中子灵敏度降至其初始值的50%；而微型电离室在一个半月内，其中子灵敏度就降低50%（由于^{10}B的热中子截面比^{235}U大6倍，导致燃耗太大）。

（3）自给能中子探测器。利用中子活化材料的基本放射性衰变产生信号电流，不要求外来的电离或收集电压的能源，就能产生信号电流的装置。自给能中子探测器没有发生电离的充气区域，该区域由被用作中子敏感材料的固体结构所代替。中子敏感材料与导线连接，同时用紧密充填的陶瓷绝缘体使导线和中子敏感材料与探测器的外套分隔开，这样形成的探测器就像一根以无机物绝缘的同轴电缆，体积小而结实。自给能中子探测器具有价格低廉、读出设备简单、燃耗率低、寿命长、灵敏度和复现性好等优点。

自给能中子探测器由发射极、绝缘体、导线和外套（或收集极）4部分组成。发射极是一种热中子活化截面适当高的材料，热中子活化以后，通过发射高能β射线以适当的半衰期进行衰变，电子就在这种衰变过程中逸出。绝缘体是固体，在堆芯内高温度和核辐照环境下，它必须保持高电阻性能。收集极收集由发射极发射出的高能β粒子和电子，同时作为发射极和绝缘体的外层护套，一般采用耐腐蚀、耐辐照的材料制造，如因科镍。导线将发射体的电流传输到信号调理和处理设备，通常采用因科镍制造。按理想情况，绝缘体应该不发射由中子活化引起的β粒子或电子，导线和收集极必须只发射很少的β粒子或电子，这样，才能尽可能减小本底信号。图2示出自给能中子探测器结构，对中子敏感的发射极固定在因科镍导线上，发射极和导线穿过氧化镁绝缘体，因科镍外套滑套在绝缘体上，把整个组件挤压成直径为1.5mm、表面光滑的长圆柱形部件。

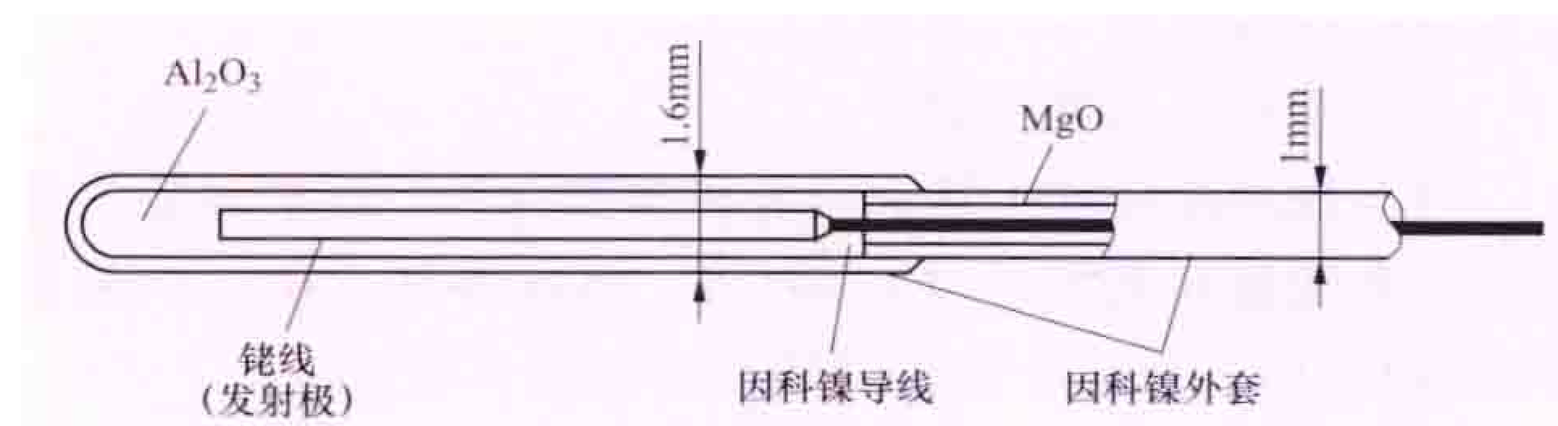


图2 自给能中子探测器结构

自给能中子探测器主要有三种：①发射极（如铑）俘获中子后发生β衰变，即β流中子探测器；②发射极（如钴、钪或镉）俘获中子后放出瞬发γ射线，而后由激发核发射出荷能电子，即内转换中子探测器；③发射极俘获或散射γ射线，产生康普顿电子和光电子，从而使发射体荷正电，即自给能γ探测器。

铑和钒是最流行的发射体材料，其灵敏度（每单位中子注量率每厘米长度的发射电流）为：9×10^{-22}A（ϕ0.46铑发射体），4.8×10^{-22}A（ϕ2钒发射体），2.57×10^{-22}A（ϕ2钴发射体）。

（4）堆芯中子注量率测量系统。系统包括探测器及其驱动机构、测量管道选择器、管道等机械装置，以及信号处理显示设备等几部分。堆芯中子注量率测量系统的堆内部件的特点是结构紧凑，能适应恶劣的工作环境（辐照水平高、温度高、压力高）。①采用微型裂变室或微型电离室的系统。操纵员操作选择器，选择相应测量管道，由驱动机构将其从堆底送入堆芯预先选定的测量管道，并沿堆芯做由底至顶和由顶至底的运动，在运动过程中测出电流信号并经探测器尾部电缆传送到信号处理设备。一个900MW的压水堆核电厂在压力容器底部设有50个孔道与堆芯内50个中子注量率测量管道相连接，利用5套探测器驱动机构，每个探测器顺序穿过10个孔道，反复插抽。完成一次中子注量率分布图测量约需2h。②采用自给能中子探测器的系统。探测器从堆顶部插入压力容器，并固定在堆芯中，机械设备规模显著简化。由于系统工艺上不要求在压力容器底部开孔，因此，也增加了反应堆的固有安全性。此外，在核电厂运行期间，通过该系统能够连续测量堆芯中子注量率。

间接测量 包括活化丝系统和在许多压水堆核电厂中广泛应用的气动球探测系统。

（1）活化丝系统。早期的反应堆利用一套机械装置把各金属丝送入堆芯内预定位置，金属丝在堆芯经辐照活化后，再在堆外测出金属丝的活性。常用的活化丝有钨丝、锰丝等。

（2）气动球探测系统。运用压缩空气运载的系统。将直径为1.6mm的实心钒钢球经管道从堆顶吹入预先选定的堆芯中子注量率测量管道。这些钢球含有^{51}V，^{51}V吸收中子后生成活化核^{52}V，^{52}V衰变（半衰期3.76min）放射出β粒子及γ射线。钒钢球在堆内经过3min左右的照射后，再由压缩空气沿原路径反方向吹出堆芯，送到测量台。小球柱的高度与堆芯高度相同，其活化强度与轴向中子注量率分布成比例。测量时，每4～8个小球柱为一组，每个小球柱又按顺序分成30个小段，每段测量时间为1s。图3所示为气动球

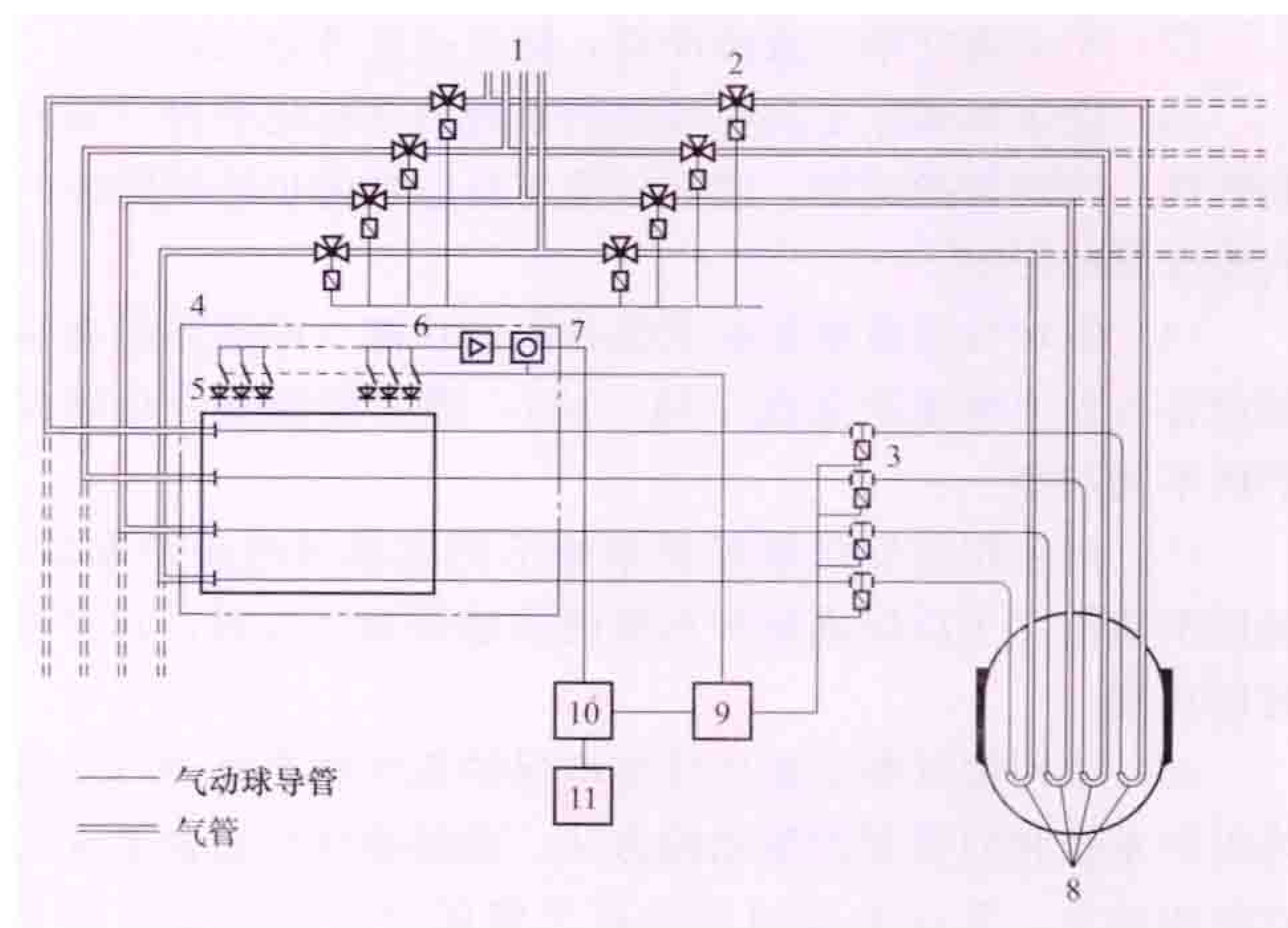


图3 气动球探测系统布置

1—气源管线；2—控制阀；3—电磁挡块；4—测量段，数量“n”；5—计数二极管，每测量段32个；6—放大器；7—脉冲计数器；8—测管，数量“$n\times4$”；9—控制装置；10—小型计算机；11—过程计算机

探测系统布置。堆芯内设有24个气动球测量管道，分布在堆芯不同方位、不同半径处。每4个气动球测量管道组装在一个机械构件上，并通过一个出口穿过压力容器顶盖。用半导体探测器测量小球的γ放射性，24个小球柱分4组测量，每组6个小球柱同时测量，每个小球柱分成30个测点，每个测点测1s，测完一组约30s，4组共2min。测得的脉冲信号经前置放大器甄别、放大后送到计数器计数。根据所测得的脉冲速率，经若干修正，求出同一时间内归一化的反应堆功率分布。属于这种修正的有小球的残余放射性和小球在堆内停留所造成的偏差。通过数据处理，气动球堆芯中子探测系统还可给出临界热流密度比、最大线释热率、轴向功率偏差因子和象限功率倾斜因子等参数。为提高精确度，测量前用^{60}Co标准源对半导体探测器进行标定。

参考书目

Harrer J M, Beckerley J G. Nuclear Reactor Instrumentation Systems Handbook. La Grange: The Office of Information Services U. S. Atomic Energy Commission, 1974.

Oldekop W. Druckwasserreaktoren für Kern-kraftwerke. München: Thiemig, 1979.

James F. Boland. Nuclear Reactor Instrumentation (in core), 1971.

duoyanghua baohu xitong

多样化保护系统 (diverse protection system)

采用与反应堆保护系统不同的硬件和软件监测核电厂参数，并在其变化超出预定值（整定值）时，触发紧急停堆和选定的专设安全设施动作，以保证核电厂安全的系统。也称多样化驱动系统。

采用数字化仪控系统的核电厂均已设置多样化保护系统，其作用是：①缓解预期瞬态未紧急停堆事故的后果；②在反应堆保护系统共模故障时提供后备的保护手段，以减小堆芯熔化和安全壳失效的概率。

设计原则 包括：

（1）多样化保护系统可由非安全级系统实现，但应保证在相关事件下能完成必需的功能。其抗震等级为抗震Ⅱ类或无抗震鉴定要求。

（2）不必遵守单一故障准则，但宜适度考虑冗余。

（3）应采用独立于反应堆保护系统的多样化手段（硬件和软件）实现保护功能，使其不受与反应堆保护系统同样的共模故障的影响。

（4）实现与反应堆保护系统相同的功能（即最终的被驱动设备与反应堆保护系统是同一的），或实现能提供足够保护的不同功能。

（5）可采用与反应堆保护系统不同或相同的保护参数，但应采用独立于反应堆保护系统的传感器和变送器，其型号可以相同。

（6）采用使其整定值比反应堆保护系统更严格或与反应堆保护系统相同但延迟驱动的方法，确保多样化保护系统的功能驱动前，反应堆保护系统有足够的时间执行安全相关功能。

（7）驱动信号应直接连接到最终的被驱动设备的输入端。

（8）多样化保护系统和反应堆保护系统的设计人员应不同。

组成及工作原理 AP1000先进压水堆核电厂的多样化保护系统（DAS）原理见图1。

该系统主要包括两个DAS处理器柜和1个DAS盘（该盘在主控制室内，其上装有核电厂参数数显表和保护功能手动驱动开关）。另外，还有一个爆破阀控制器柜。冗余的核电厂参数在两个DAS处理器柜内经模/数转换后，每个通道输出四路信号。一路信号在定值器内与整定值比较后，发出保护动作信号。两个通道的保护动作信号各经功能逻辑及延时处理后经过“二取二”符合，再与手动驱动信号“或”符合，然后经过信号扩展（用继电器实施）后输出驱动信号。一路指示信号送DAS处理器柜1中的工程师站；另一路指示信号送本柜的数显表；第三路指示信号送主控制室内DAS盘上的数显表。该系统具有自动驱动、手动驱动及指示功能。

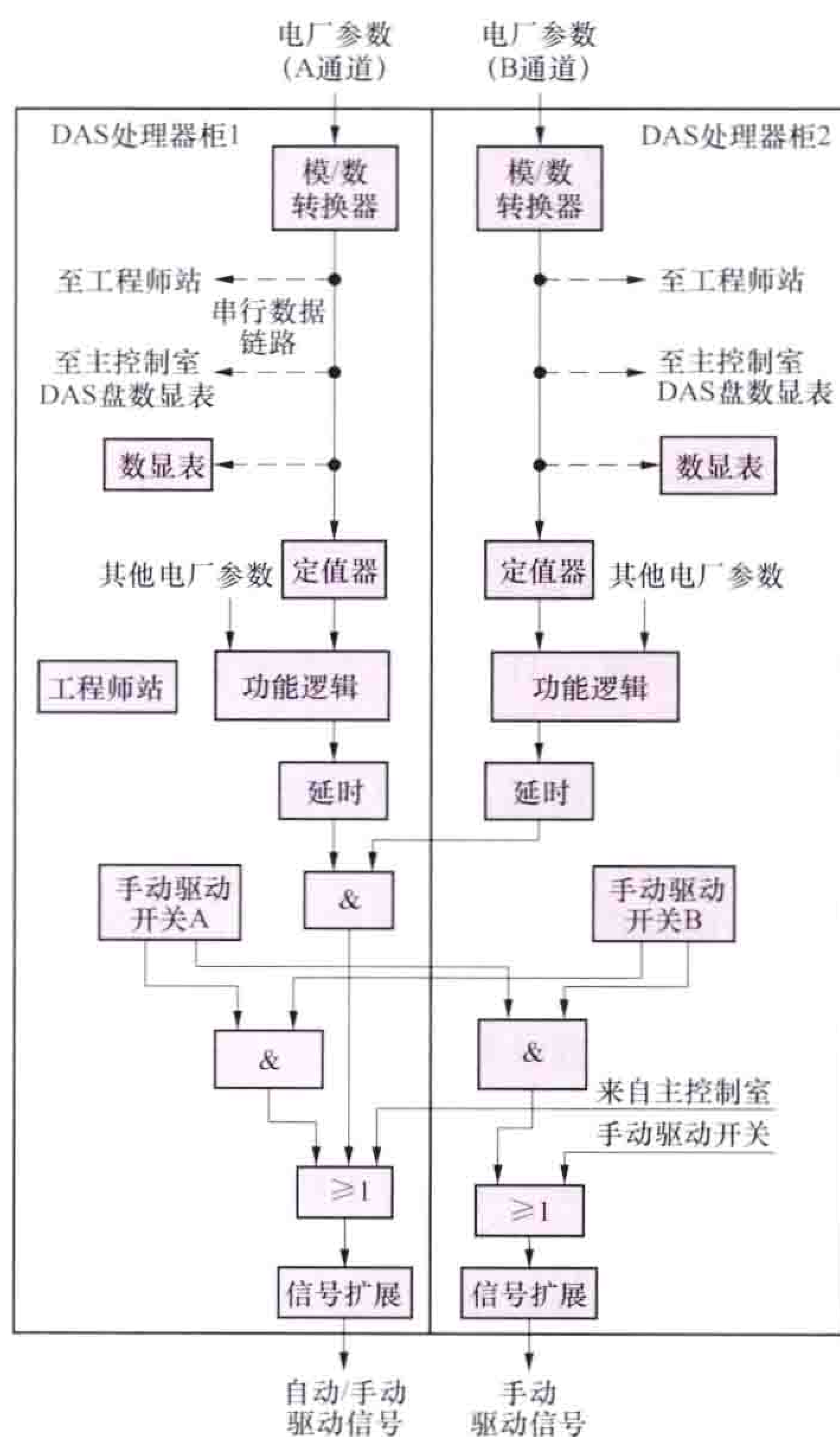


图1 AP1000核电厂多样化保护系统（DAS）原理

功能 ①在核电厂参数超过整定值的事故时，采用另外一种多样化的驱动手段来实现紧急停堆和驱动选定的专设安全设施运行；②采用独立于反应堆保护系统的硬接线手段实现手动紧急停堆和驱动选定的专设安全设施运行；③为选定的核电厂参数提供专门的独立指示。

自动驱动 功能包括：

（1）触发反应堆停堆和汽轮机停机保护。保护参数为蒸汽发生器宽量程低水位（有延时）、稳压器低水位（汽轮机停机有延时）、反应堆冷却剂热段高温度（有延时）。

（2）触发堆芯补水箱注射和反应堆冷却剂泵停泵（有延时）。保护参数为蒸汽发生器宽量程低水位、稳压器低水位。

（3）触发非能动余热排出系统驱动和安全壳内置换料水箱回流槽隔离（有延时）。保护参数为蒸汽发生器宽量程低水位、冷却剂热段高温度。

（4）触发安全壳隔离（隔离选定的贯穿安全壳的管道）和非能动安全壳冷却系统驱动。保护参数为安全壳高温度。

手动驱动 功能包括：

（1）触发反应堆停堆和汽轮机停机。

（2）触发堆芯补水箱注射和反应堆冷却剂泵停泵。

（3）触发非能动余热排出系统驱动和安全壳内置换料水箱回流槽隔离。

（4）触发选定的贯穿安全壳的管道隔离。

（5）触发非能动安全壳冷却系统驱动。

（6）触发氢气点火器投入。

（7）触发稳压器第1～4级卸压驱动。

（8）触发安全壳内置换料水箱注射。

（9）起动安全壳再循环。

（10）驱动安全壳内置换料水箱向安全壳排水。

系统级手动驱动功能来自主控制室DAS盘和DAS处理器柜，为了防止误驱动，设有总允许开关，先要合上总允许开关向手动控制电路供电，然后同时或先后操作每一保护功能的两个开关，手动控制才有效。

指示　多样化保护系统除了对所有保护参数进行指示外，还对4个堆芯出口热电偶和2个控制棒电源机组出口电压信号进行指示。

控制驱动方式　反应堆保护系统与DAS对同一被驱动设备实施独立的、多样化的控制方法，包括：

（1）爆破阀控制。每个爆破阀设有2～3个独立的起爆组件（或称点火器），其中1～2个由反应堆保护系统控制，另一个由DAS控制，两者的控制器是独立的、多样化的。只要使任一个起爆组件点火，就能使爆破阀爆破开启。

（2）气动阀控制。每个气动阀设有两个先导式电磁阀，电磁阀V1由反应堆保护系统控制，电磁阀V2由DAS控制，见图2和图3。

对气关式气动阀，正常运行时V1通电，允许仪表空气可进入主阀；此时V2断电，气路如图2所示开通，允许仪表空气通过V2经V1进入主阀，使其关阀。只要反应堆保护系统或DAS发出保护动作信号，则V1断电或V2通电，都能阻断仪表空气进入主阀使其开阀。

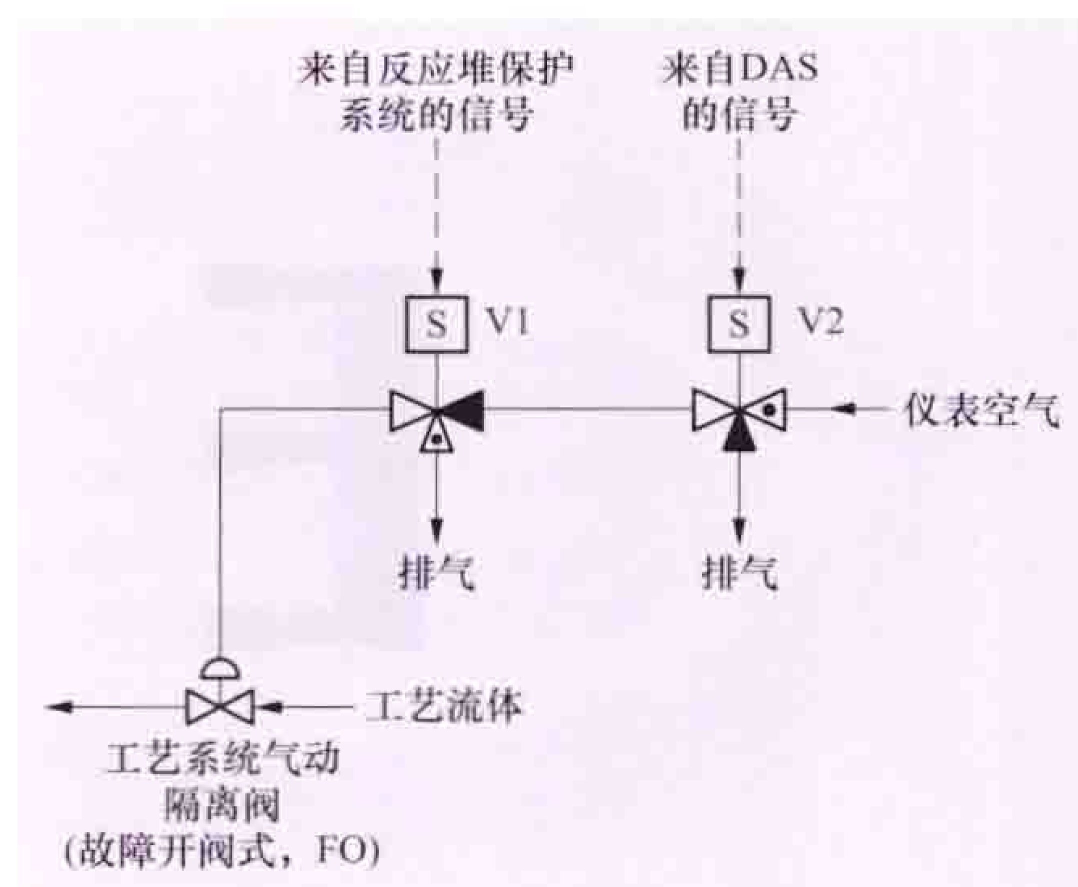


图2　气关式气动阀多样化控制方法

对气开式气动阀，正常运行时V1通电，允许仪表空气可进入主阀；此时V2断电，气路如图3所示开通，允许仪表空气通过V2经V1进入主阀，使其开阀。只要反应堆保护系统或DAS发出保护动作信号，则V1断电或V2通电，都能阻断仪表空气进入主阀使其关阀。

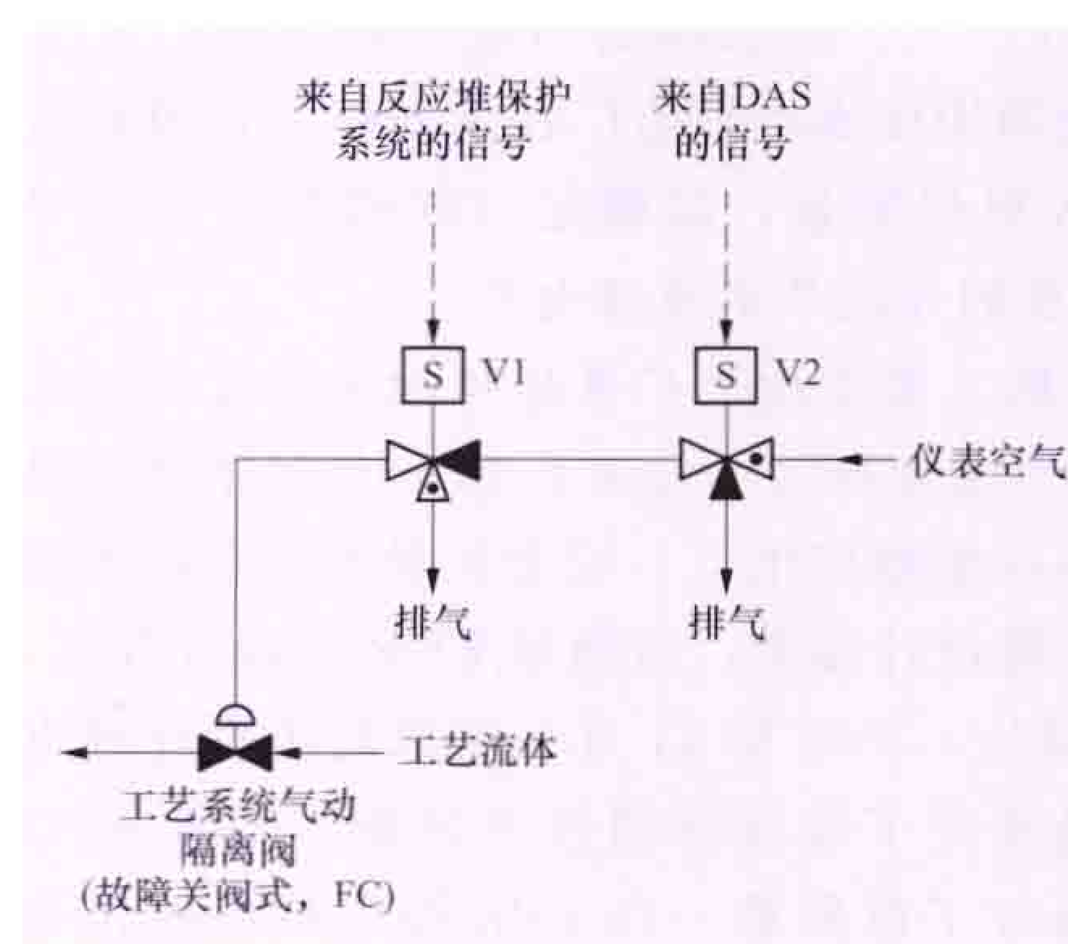


图3　气开式气动阀多样化控制方法

V2的设计具有机械自锁功能，使其动作后保持原位，只有单独的手动复位信号才能使其复位。



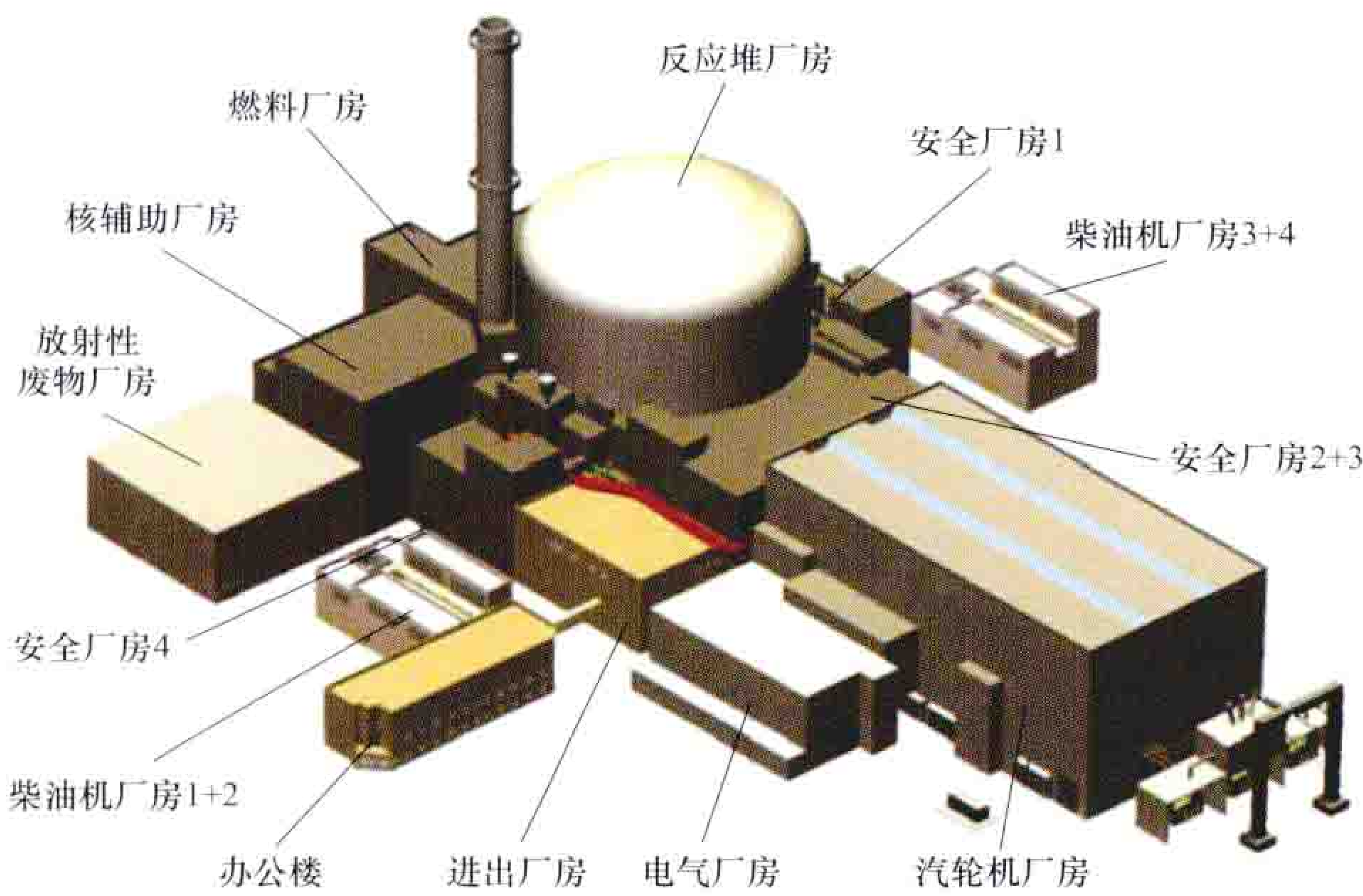
EPR xianjin yashuidui hedianchang

EPR 先进压水堆核电厂 [EPR (European pressurized water reactor) advanced pressurized water reactor nuclear power plant] 由法国法马通和德国西门子公司联合开发，在传统商用压水堆核电厂技术基础上，增加安全系统冗余度，加大单机容量，以满足《欧洲电力公司要求》(EUR) 设计要求的先进压水堆核电厂。

研发历程 为吸取三里岛核电厂事故和切尔诺贝利核电厂事故严重教训，法马通和西门子公司于 1991 年开始联合设计开发新一代改进型压水堆核电厂。它是以法国 N4 和德国 KONVOI 核电厂为主要设计参考，以满足 EUR 为设计要求，于 1998 年完成初步设计，2000 年 11 月在完成初步设计评审后向法国核安全当局递交了设计详细技术导则。2003 年 12 月，芬兰电力公司签订了世界第一台 EPR 核电机组建设合同。法国第一台 EPR 机组于 2007 年 1 月浇筑第一罐混凝土。中国第一台 EPR 机组于 2009 年在广东台山正式开始建设。

电厂组成 厂房、系统构成和工作原理基本上与常规压水堆核电厂相同（见压水堆核电厂）。组成部分包括：①核岛。由双层安全壳组成的反应堆厂房、1～4 号安全厂房、核辅助厂房、燃料厂房、放射性废物厂房和 1～4 号柴油发电机厂房等组成。②常规岛。由汽轮机厂房、电气厂房等组成。③电厂配套设施。为核岛和常规岛服务的设施。EPR 主要厂房布置见图。

技术改进 在常规压水堆核电厂技术基础上作如下主要改进：①堆芯由 241 个燃料组件构成，满足单机功率增加需要，可使用 50％的 MOX 燃料（UO_2 和 PuO_2 制成的 U-Pu 混合氧化物）。②采用双层安全壳。内层为金属衬里预应力混凝土安全壳，布置由四条环路组成的反应堆冷却剂系统，每条环路由一台蒸汽发生器、一台主泵和相应的主管道组成。内层安全壳采用大容积和较高设计压力，在严重事故工况下，能确保在 12h 内不需要安全壳热量导出系统投入运行，在低压堆芯熔化事故下，如发生积聚在安全壳内最大量的氢气发生爆燃，也能保证安全壳的完整性和密封性；外层为钢筋混凝土安全壳，用以抵御外部灾害，如外部飞射物、飞机撞击等。③增加专设安全系统冗余度。每个安全系统及其支持系统如应急交流电源系统都由四个 100％容量安全序列组成，分别布置在 1～4 号安全厂房和 1～4 号柴油发电机厂房内，实现地理位置分隔。④增加对严重事故的预防和缓解设施：稳压器顶部设有专设卸压阀、防止严重事故下的高压熔堆；设置安全壳热量导出系统，导出安全壳内热量，限制安全壳压力；设置底板保护设施，将堆芯熔融物进行收集并展开到一个较大的区域（展开区）内，采用水冷却底板，保护底板不熔穿，以保持安全壳完整性（见堆芯熔融物收集与冷却设施）。采用干式堆腔设计，避免大量水直接与堆芯熔融物接触，防止压力容器外的蒸汽爆炸。EPR 核电厂主要参数见表。



EPR 核电厂主厂房布置（沈增耀 提供）

EPR 核电厂主要参数

参数名称	单 位	参 数
电功率	MW	1660
热功率	MW	4616
电厂设计寿命	年	60
堆芯损坏频率（CDF）	/(堆·年)	$<1.24\times10^{-6}$
大量放射性释放频率（LRF）	/(堆·年)	$<9.6\times10^{-8}$
设计基准地震地面水平加速度	g	0.25
人-机界面		分布式计算机系统
环路数		4
每条环路冷却剂流量	m^3/h	27 180
反应堆运行压力	MPa	15.5
冷却剂进口温度	℃	295.7
冷却剂出口温度	℃	330.1
蒸汽压力	MPa	7.72
蒸汽温度	℃	290
汽轮机转速	r/min	1500
堆芯等效直径	m	37.67
堆芯高度	m	4.2
平均功率密度	kW/m^3	94.700
燃料装量	t	128.453
铀-235 富集度	t	4.95（平衡）
设计燃耗	MW·d/t	>48 000
燃料组件数		241
燃料棒外径	mm	9.5
燃料棒包壳厚度	mm	0.57
燃料棒线功率	kW/m	16.34
反应堆容器直径	m	4.870
反应堆容器高度	m	12.708

Eluosi Bieluoyasike БН-800 Hedianchang

俄罗斯别洛雅斯克 БН-800 核电厂 （Russia Beloyarsk-4 FBR БН-800 Nuclear Power Plant） 位于俄罗斯乌拉尔斯维尔德洛夫斯克地区，第四台机组于2002年开始建造，计划2014年并网和达到满功率。俄罗斯别洛雅斯克БН-800（英文为BN-800）核电厂全景见图。



俄罗斯别洛雅斯克 БН-800 核电厂全景（徐銤 提供）

BN-800的基本情况 作为俄罗斯正在建造的一座热功率为2100MW的池式钠冷快堆，一回路有3台钠泵，二回路有3条环路，蒸汽发生器采用模块式，每条环路有10组模块，每组模块由1台蒸发器和1台过热器组成。

BN-800的优化设计 依据БН-600（英文为BN-600）多年的运行经验，BN-800的设计在改进安全性、提高经济竞争性、实现闭式燃料循环、改进堆芯使用燃料的适应性等方面作了许多改进。

改进安全性 增加了三根水力悬浮的非能动安全棒，在一回路钠流量降到50%以下时自动落入堆芯，用以抵御无保护失流事故；事故余热通过连接在二回路上的空气冷却器、阀门切换后非能动地导出；为防止万一堆芯熔化时熔融物熔穿主容器，安置了用钼合金覆盖的堆芯熔化收集器，并保持对堆芯熔融物的冷却；在堆芯燃料组件顶部设有钠腔，以保证达到钠空泡反应性效应约为0；对引到堆外的一回路管线设有非能动防虹吸终止钠泄漏装置；采用了先进防火系统，并考虑了地震等外部事件，BN-800按MSK-64分级的7级地震设计，也考虑了飞机撞击；堆芯熔化概率低于1×10^{-6}/(堆·年)。

这些安全措施的改进保证了BN-800的运行将有很高的安全性。BN-800即使在超设计事故情况下也不需要厂址周围居民撤离。

提高经济竞争性 提高BN-800经济竞争性的措施包括：在堆容器尺寸基本与BN-600相同的情况下，将热功率从1470MW提高到2100MW；BN-600用3台汽轮发电机组，而BN-800只用1台；BN-800不用再热器，简化了系统；BN-800金属材料用量从BN-600的13t/MW降低到9.7t/MW。按1991年价格，BN-800的比投资仅比俄罗斯压水堆高11%～15%。

实现闭式燃料循环 俄罗斯尚未实现工业规模的快堆燃料闭式循环。BN-800将采用MOX燃料，MOX燃料生产厂将投入运行，MOX燃料后处理厂有待设计建造，逐步实现闭式燃料循环。

改进堆芯使用燃料的适应性 设计的BN-800堆芯和反应堆本身可以采用MOX燃料，还可采用其他快堆燃料，如正在发展中的氮化燃料和金属燃料，反应堆可以利用不同类型的混合铀-钚燃料，可以改变增殖层的组成，直到实现1.3的增殖比。

BN-800运行后将承担核嬗变长寿命锕系核素（MA）和长寿命裂变产物（LLFP）的研究，为减少长寿命放射性废物对环境的污染作出贡献。BN-800也可以考验铀-钚燃料循环中的新型燃料。BN-800的设计满足了安全和环境的需要。

BN-800的未来 建造和运行BN-800有如下三个目的：①用以验证先进钠冷快堆核电厂的经济性、可靠性和安全性（见核电厂经济性、核电厂可靠性和核电厂安全性）的工程技术改进；②保证和验证快堆运行寿命能超过45年的潜力；③验证俄罗斯MOX燃料快堆能实现燃料增殖。

BN-800运行后将完成的任务是：发展次锕系核素闭式燃料循环，减少长寿命废物量；发展高燃料密度的燃料（氮化燃料和金属燃料），提供高增殖性能的燃料组件来满足未来快增殖堆的需要。

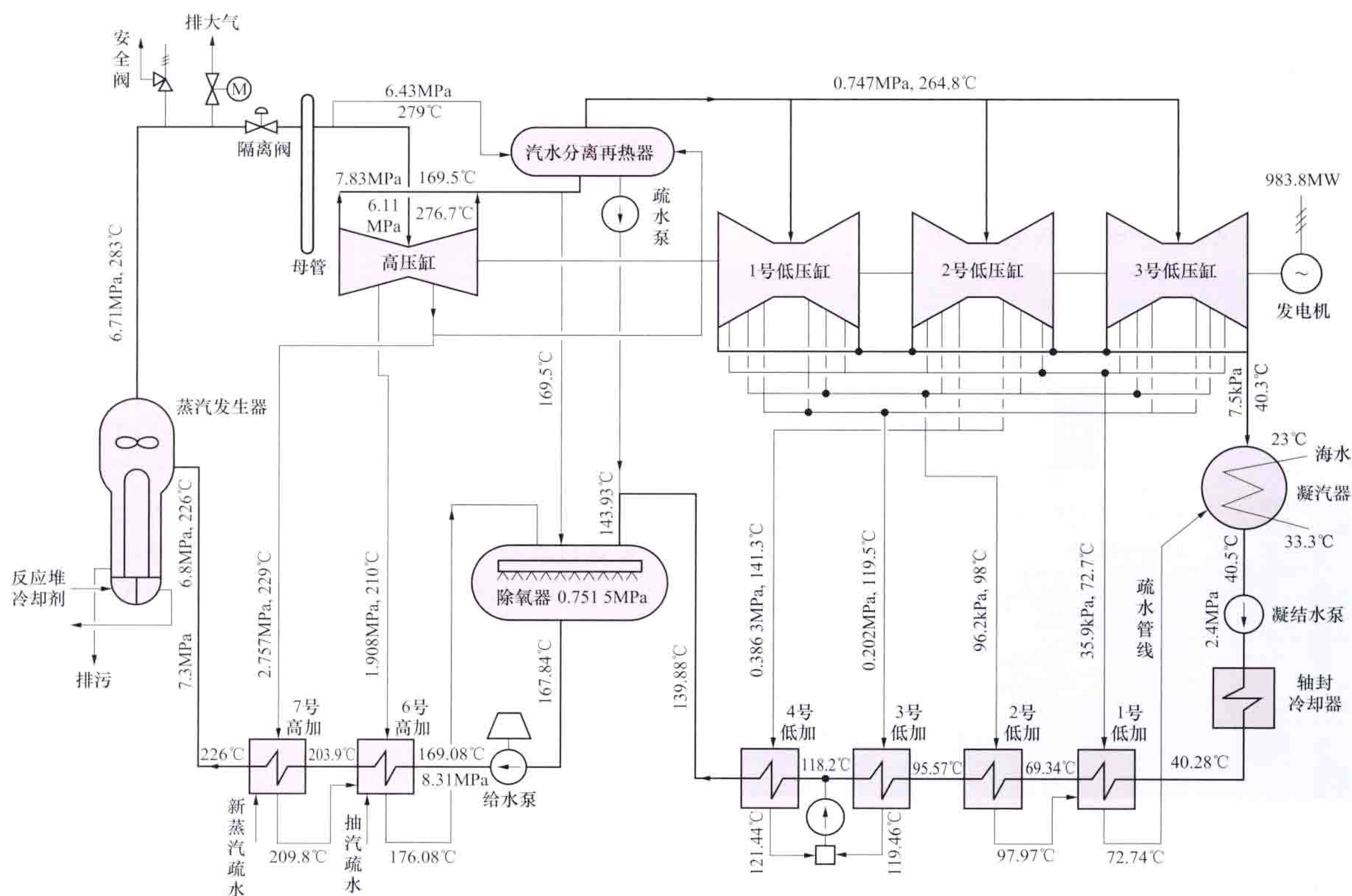
erhuilu xitong

二回路系统 （secondary coolant circuit system） 在具有两个以上回路的核电厂中，泛指用于带出一回路冷却剂热量的二次冷却剂循环系统。对于压水堆核电厂来说，具体指将压水堆冷却剂系统导出的堆芯热能用于生产蒸汽，并进一步通过汽轮发电机组转换为电能的一系列系统和设备组合的整体，又称蒸汽和动力转换系统。压水堆核电厂典型二回路系统流程见图。反应堆冷却剂携带的堆芯热能通过蒸汽发生器传给二回路给水，使之变成蒸汽，蒸汽热能由核电汽轮机转变为机械能，带动发电机发电。核电汽轮机的排汽在凝汽器被冷却凝结成凝结水，由凝结水泵升压流过低压加热器逐级加热，送入除氧器除氧，然后由给水泵加压经高压加热器加热后返回蒸汽发生器，受热后再变成蒸汽，构成循环回路。压水堆核电厂二回路除具有产生蒸汽，进行发电的功能外，还具有隔离反应堆的作用，即将与燃料元件直接接触的、可能带有放射性物质的反应堆冷却剂限制在一回路系统压力边界内，避免造成更大空间的污染。

组成 从图中可以看出，二回路包括的主要设备和系统有从蒸汽发生器到汽轮机主汽阀的主蒸汽系统、核电汽轮机、汽轮机高低压缸之间的汽水分离再热器、凝汽器，以及由凝结水泵、低压加热器（低加）、除氧器、给水泵、高压加热器（高加）和给水调节阀构成的凝给水和给水系统。为保证上述设备及系统正常工作，二回路还设置有一系列的辅助系统及设备，包括与主蒸汽系统相连，由安全阀、卸压阀、大气排放阀及相应管道组成的蒸汽卸压系统，汽轮机甩负荷时将蒸汽排入凝汽器的蒸汽旁路排放系统，凝结水净化系统；起动、停堆和事故时用的辅助（应急）给水系统、蒸汽发生器排污系统等。

特点 该系统范围内某些子系统或设备具有与常规火电厂汽水系统不同的特点。

主蒸汽隔离阀 主蒸汽系统的重要部件，要求能快速关闭，关闭时间不超过5s，以便在发生主蒸汽管道破裂事故时迅速隔离故障部位，防止蒸汽快速排放危及反应堆安全。（见主蒸汽隔离阀）



压水堆核电厂典型二回路系统流程

蒸汽旁路排放系统　汽轮机甩负荷时，用于平衡反应堆与汽轮机之间的瞬时功率差，将多余蒸汽经减温减压后直接排入凝汽器，最大旁路排放能力可达85%额定蒸汽流量。（见蒸汽旁路排放系统）

汽水分离再热器系统　压水堆核电厂蒸汽发生器产生的是饱和蒸汽，进入汽轮机高压缸内做功后，压力、温度降低，湿度增加。设置该系统将除去其中约98%的水分，提高温度后进入低压缸内做功，提高了汽轮机热效率，减少对低压缸长叶片的腐蚀。（见汽水分离再热器）

凝结水净化系统　由于蒸汽发生器对水质要求较高，通常有50%或100%凝结水经凝结水净化系统进行净化。其方法是使凝结水流经混合床，除去由于凝汽器传热管管板接头的泄漏及系统腐蚀所产生的少量盐类、二氧化硅和铜、铁等。

给水加热器　压水堆核电厂最终给水温度（一般为220～230℃）通常高于火电厂的给水温度，以增加蒸汽发生器的蒸汽产生量。凝结水和给水系统通常设置3～4级低压加热器、一级除氧器、1～3级高压加热器及各自所属的疏水冷却器。

除氧器　一般用热力除氧，大多采用高压除氧器，其工作压力通常在0.6MPa左右，常用高压缸排气加热除氧。汽水分离再热器的疏水和高压加热器的疏水通常也排入除氧器，以充分利用疏水的热能。

蒸汽发生器排污系统　正常运行时，二回路系统内的汽、水基本上不带放射性，排污水经扩容器减温减压并检测放射性后，一般用循环水稀释排放或经离子交换器处理后排入凝汽器复用。但在蒸汽发生器传热管或管子管板接头泄漏时，则需经过滤器和离子交换器处理后，再检测其放射性，以决定稀释排放，还是排向放射性废液处理系统。（见蒸汽发生器排污系统）

辅助（应急）给水系统　二回路系统的重要辅助系统之一，除用于起动和停堆时向蒸汽发生器供水外，主要用于失去正常给水事故时向蒸汽发生器应急供水，保持二回路系统在反应堆停闭后带出堆芯余热的能力。三里岛核电厂事故后，该系统对减轻事故后果的功能日益被认识和重视。在能动安全压水堆核电厂中现已改为专设安全设施系统之一，对辅助给水泵的水源和驱动能源的多重性和多样性提出了较高的要求。核电厂一般将辅助给水系统分为起动和停堆给水系统，以及应急给水系统两个独立的系统，或将起动给水系统功能归入主给水系统中。［见辅助（应急）给水系统］

eryanghuayou

二氧化铀

（uranium dioxide）　最重要的核动力反应堆核燃料。二氧化铀 UO_2 的优点是熔点高，高温稳定性好，抗辐照能力强，抗腐蚀性能好，与锆或不锈钢包壳的相容性好；缺点是导热性能差。1940年以前，UO_2 并无广泛的工业应用。1957年，美国希平港核电厂首次在反应堆中使用装在Zr-2合金包壳管内的二氧化铀芯块。绝大多数的动力堆都采用二氧化铀作为燃料。

二氧化铀的性质　在U-O二元系中，UO_2 是热力学稳定的化合物之一，随着温度的提高，UO_2 向富氧（高于573K）或贫氧区（高于1773K）扩展，形成超化学计量或亚化学计量的二氧化铀，以 $UO_{2\pm x}$ 表示。UO_2 晶体属 CaF_2 型面心立方结构，每个晶胞含4个 UO_2 分子，晶胞内部存在较大空隙。在293K时，a_0 为0.547 8nm，理论密度为10.96t/m³，铀原子密度为 2.45×10^{22} 原子/cm³，熔点为3138K。UO_2 的重要热物理性质见表1。UO_2 的热导率与密

度、氧铀比（O/U）及温度有关，随密度增加而提高，随O/U降低而增大；随温度升高热导率下降，在1873K附近达极小值，随后，热导率回升。UO_2的热导率低，约为金属铀的1/10，因此，在反应堆内使用时燃料内的温度梯度陡峭，可达到10^3～10^4K/cm，使燃料产生极大的热应力，造成径向裂纹。UO_2在低温下是脆性材料；高于延-脆转变温度时，其强度随温度提高而急剧降低，并出现塑性变形。出现塑性变形的温度与O/U比有关，O/U＝2的UO_2在1873K才出现塑性变形，O/U＞2.0的UO_2在1073K就有一定的塑性变形。UO_2的常用力学性能示于表2。

表1　UO_2的重要热物理性质

比热容［J/(mol·K)］				热导率*［W/(m·K)］				热膨胀系数×10^{-6}（1/K）	
373K	773K	1273K	1773K	373K	873K	1273K	1873K	298～1073K	298～1273K
71.3	83.7	88.3	92.6	7.5	3.3	2.5	2.0	9.9	10.52

* 指98%理论密度的UO_2。

表2　UO_2的常用力学性能

纵向弹性模量（MPa）	切变模量（MPa）	体压缩模量（MPa）	抗弯强度（MPa）	抗压强度（MPa）	泊松比
1.75×10^5	0.75×10^5	1.645×10^5	98.0～112.0	420～980	0.303

UO_2在室温下是稳定的。在323K以上会发生低温氧化，在373～453K氧化成$U_3O_{7\pm x}$，进一步氧化得到U_3O_8。在573K时，UO_2与H_2O几乎不发生反应，在更高的温度下，UO_2会产生微量溶解。与Al和Zr在773K时发生微弱反应。与难熔金属Nb、Ni和Mo开始反应的温度分别为1273、1673K和2073K。

UO_2的晶体结构特征和其基本物理、化学及力学性能决定了它的主要使用性能。在辐照下，UO_2同时还受到陡峭的温度梯度作用，发生重结构、致密化、裂变气体释放和肿胀等现象（见燃料组件辐照性能）。与金属铀相比，由于UO_2晶体结构中存在空隙，因此，裂变气体释放量少，肿胀小。低温（低于1200K）高燃耗（大于70GW·d/t）时，UO_2形成晶粒细化（约0.3μm）、大量均布气孔（直径约1μm）的高燃耗结构（HBS）。对UO_2的辐照性能已积累大量数据，并编制了许多计算机程序，用来分析和预测燃料棒的辐照行为。

燃料芯块制造　燃料芯块见图1。UO_2燃料芯块制造的主要步骤为：首先用化学方法把原料铀化合物制成陶瓷级UO_2粉末，然后用粉末冶金法先冷压成生坯，压制压力为298～397MPa（3～4t/cm^2），再在高温1973～2023K的H_2气氛中烧结成具有一定尺寸、形状和密度的UO_2芯块。合格的陶瓷级UO_2粉末是制取高性能燃料芯块的关键。世界上成熟的工业规模制造UO_2芯块的工艺有重铀酸铵［Ammonium Diuranate $(NH_4)_2U_2O_7$，简称ADU工艺］、三碳酸铀酰铵［Ammonium Uranyl Carbonate $(NH_4)_4UO_2(CO_3)_3$，简称AUC工艺］和一步干法（Integrated Dry Route，简称IDR工艺）三种，见图2。它们的主要差别在于如何把UF_6或硝酸铀酰［$UO_2(NO_3)_2$］转化为可烧结的UO_2粉末。随后的冷压和烧结工艺三者基本相同。中国、美国和日本以前主要用ADU工艺，此流程开发较早，它同时能适应UF_6和$UO_2(NO_3)_2$两种原料，优点是加工过程中的废品和废料无需设置另外的回收工艺。多年实践证明，ADU工艺适于芯块制备的UO_2粉末制备流程，至今还用于工业生产中。但该工艺流程长，废液处理量大，粉末冶金加工性不好。AUC工艺转化阶段工序较少，所得UO_2粉末含氟量低，加工性能好，但是废液处理量大。IDR工艺由英国开发，法国也采用此法，在流化床中一步实现从UF_6到UO_2粉末的转化。该工艺具有流程短，生产量大，废液处理量少，铀的直接回收率高，对环境污染小等优点，将成为制备可烧结UO_2粉末的主流工艺。中国已试制成功200t/年干法铀转化装置，并成功用于生产。



图1　燃料芯块

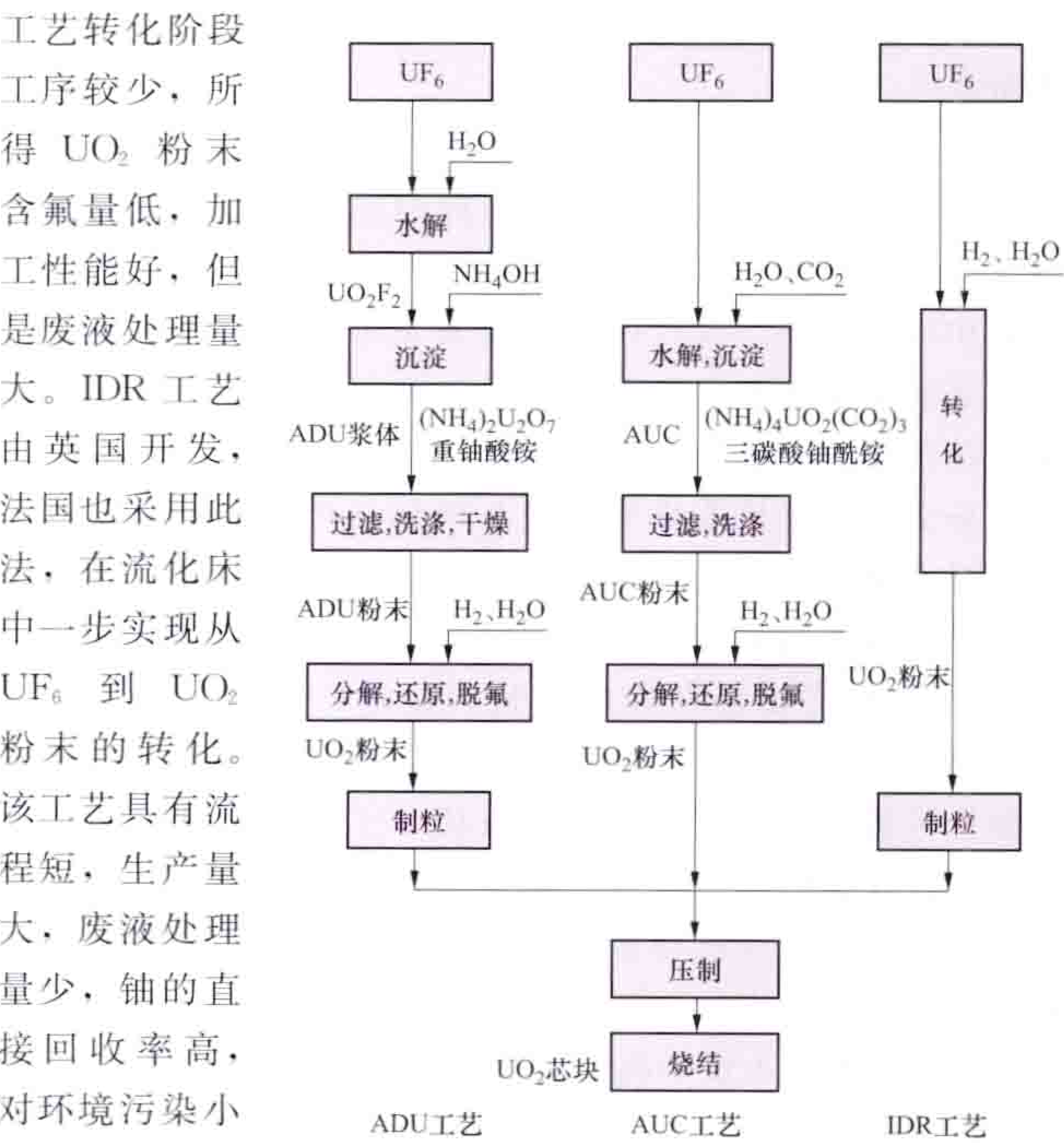


图2　制备二氧化铀燃料芯块的工艺流程

F

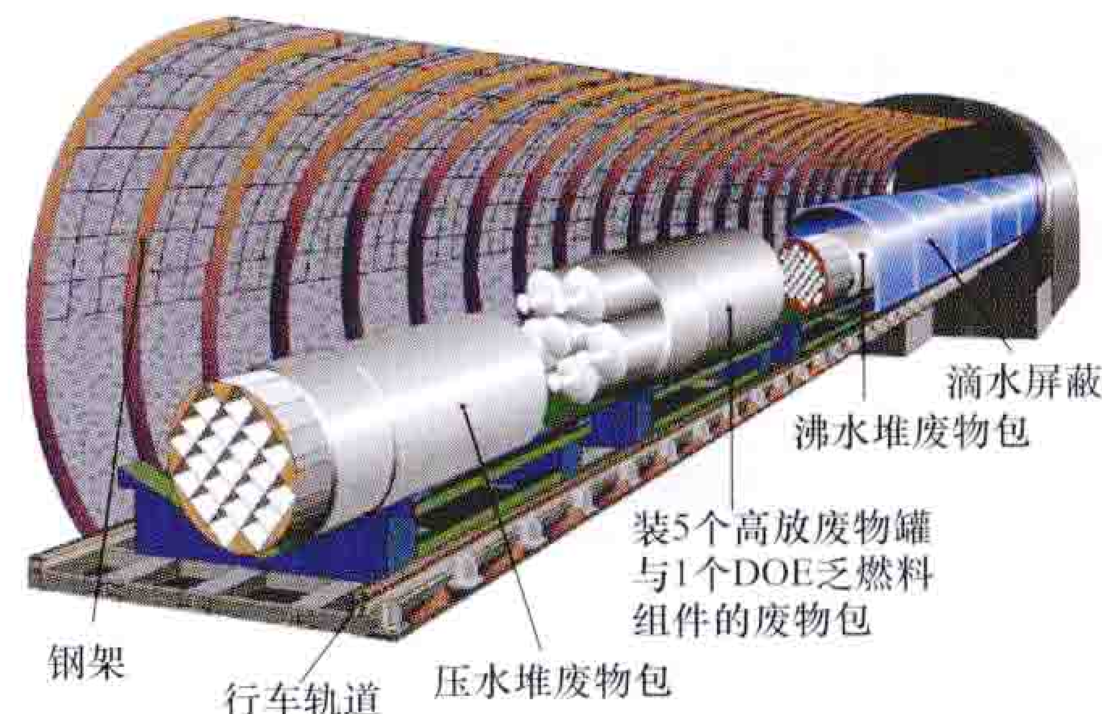
faranliao chuzhi

乏燃料处置 （spent fuel disposal） 对反应堆中使用过的核燃料卸出后不作后处理而直接进行地质处置。由于核燃料只通过反应堆一次，不回收和利用其中的铀和钚，故也称一次通过式燃料循环或开式燃料循环。中国对乏燃料原则上采取作后处理的闭式燃料循环路线，但对不适宜后处理或不能作后处理的乏燃料，可能要作为高水平放射性废物直接予以处置。《中华人民共和国放射性污染防治法》规定，中国高水平放射性固体废物实行集中的深地质处置。

乏燃料中包容着全部裂变产物、未裂变的铀，以及俘获中子所产生的超铀核素，乏燃料处置比高水平放射性玻璃固化体的处置难度大得多，需要考虑：存在气体产物；钚未分离出来，毒性更大，核扩散风险大；临界安全问题；中子屏蔽问题等。

乏燃料必须经过充分冷却和适当整备，才可以作地质处置。乏燃料安全处置采取多重屏障隔离体系，使乏燃料中含有的各种核素不以危害量进入人类生物圈，保护人类健康和环境安全，而且还要考虑未来可回取。乏燃料和高水平放射性废物安全处置已经引起国际核能组织和有关国家的高度关注。国际原子能机构在1997年通过的《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》中明确提出了签约国安全处置乏燃料和放射性废物的责任。国际原子能机构要求各国政府提供一个适当的国家法律和组织机构，依此进行地质处置设施的选址、设计、建造、运行和关闭，包括确定高水平放射性废物安全地质处置设施开发建设和许可证审批的步骤、明确责任分工、确保财政和人力资源，以及提供独立的监管职能等。乏燃料处置决策受经济、技术、政治和社会多种因素的影响，乏燃料处置技术现在还只在开发研究阶段，不确定性很大。

美国是世界上最早决定乏燃料直接处置和开发研究乏燃料处置的国家。1978年，美国开始高水平放射性废物地质处置库的选址，经过大量勘探调查和论证比选工作，2002年总统和国会批准了尤卡山场址。美国打算把核电厂乏燃料和军工后处理产生的高水平放射性废液玻璃固化体一起处置在内华达州的尤卡山高水平放射性废物地质库中。该处置库在选定深度的工作层面上挖掘出一条主巷道，在主巷道上再开挖许多支巷道。压水堆乏燃料、沸水堆乏燃料、高水平放射性废液玻璃固化体和美国能源部DOE乏燃料组件，分别装在压水堆废物包、沸水堆废物包和高水平放射性废物罐与DOE乏燃料组件废物包中。圆筒状废物包采用外层为耐蚀镍基合金（Alloy-22）和内层为不锈钢（316NG）的双层容器，从竖井输运到地下，卧放在支巷道里，便于回取。这种巷道-巷道型处置库设计见图。货包上面覆盖防滴水的钛屏蔽层防护罩。尤卡山处置库的建设现在基本上处于停止实施状态。



美国尤卡山巷道-巷道型处置库设计

芬兰和瑞典的乏燃料处置走在世界的前面，两国推行类似的工艺技术和相近的时间表。芬兰选择的乏燃料处置容器，其内容器为球墨铸铁，外容器为纯铜，外部尺寸：直径为1.050m，周壁厚度为48mm，底和盖厚度为50mm，高度分别为3.6m（装沸水堆乏燃料）、4.8m（装VVER-440堆乏燃料）和5.25m（装欧洲压水堆EPR堆乏燃料），它们总质量分别为18.6、24.3t和29.1t。设计寿命为10万年，外表面剂量率不超过1Gy/h，在处置条件下表面温度不超过100℃。钻孔和乏燃料处置容器间填充高度压实的膨润土。该项目由Posiva Oy公司负责，2001年国会批准了位于奥尔基洛托500m深处的花岗岩场址，预计2020年建成乏燃料处置库。瑞典在2009年确定了位于福斯马克高水平放射性废物处置场址，预计2020年建成处置库。

德国提出的乏燃料处置概念设计为：将乏燃料棒装在铯榴石容器中，把乏燃料结构部件装在MOSAIK容器中，处置在深地下盐层的竖井中，其周围用盐粉回填。德国选择的戈勒本盐层场址尚未得到国家的批准。加拿大的乏燃料拟先作中间储存。

faranliao chucun

乏燃料储存 （spent fuel storage） 从反应堆中卸出的乏燃料放射性比活度很高，释放出大量的衰变热，必须先储存一段时间，待放射性和余热降到一定程度后再进行运输及处理。按乏燃料储存地点是否位于反应堆现场，可分为堆址储存与离堆储存两种。由于各国情况不同，堆址储存选取的时间长短不一，可以是数月至数年，甚至几十年。然而，由于反应堆的燃料厂房的容量和寿期有限，因此堆址储存常称中间储存或暂时储存。离堆储存便于对乏燃料进行集中管理与运行，对采用后处理技术路线的国家，则常将此种设施建立在后处理厂房附近以方便后续操作。按乏燃料储存过程中是否有水作介质，又有湿式（水池）储存和干式储存之分。

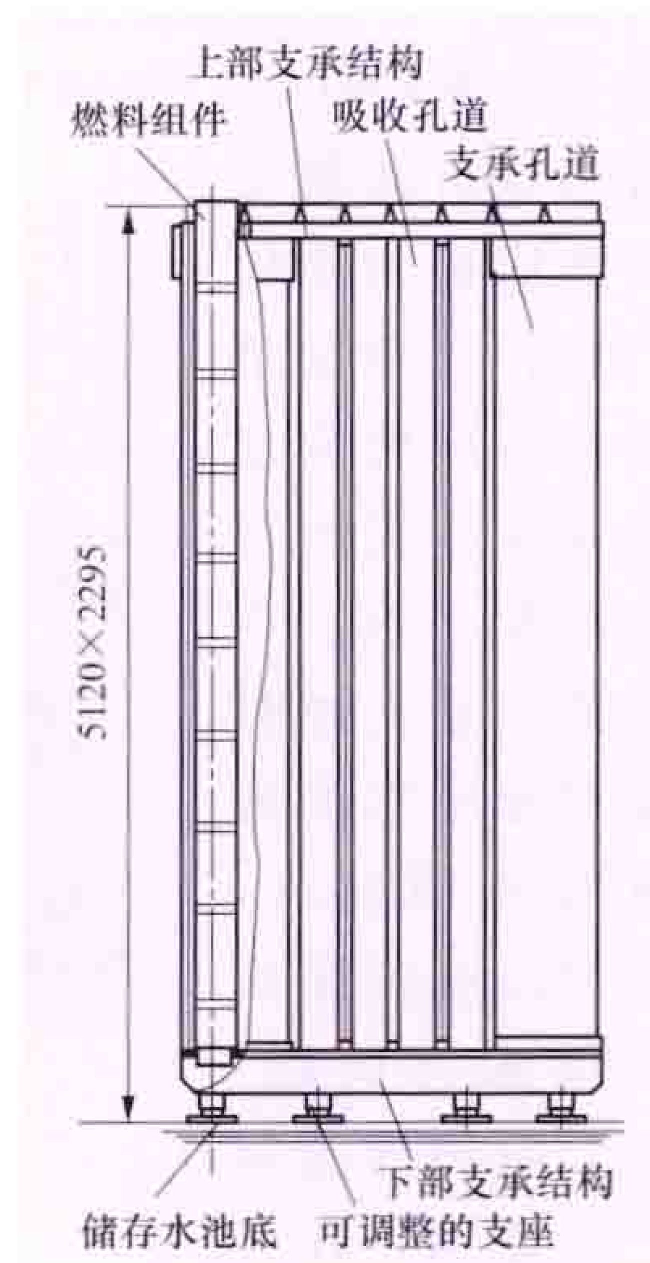
湿式储存 由于水有良好的屏蔽和传热功能，在水下进行操作也较为简便，因此世界上自1942年建造第一座核反应堆起，就开始使用水池储存乏燃料。70多年来，湿式储存一直是乏燃料从反应堆卸出初期必然采用的储存方式，在总的储存容量比例上也处于主导地位。储存水池在结构和设备上都有所发展，设置了池水泄漏监测系统、池水冷却与净化用的设备，采用了抗震的和含有固体中子毒物的储存格

架，以密集储存的方式取代普通储存方式。由于世界上乏燃料的后处理能力远小于其产生量，而且不少国家由于各种原因不允许或不适于建立后处理厂，因此许多国家对乏燃料湿式储存采取了一系列措施来增大储存容量：①在储存水池中使用密集式的格架；②将乏燃料组件拆解成燃料单棒装入钢制容器，再存放于水池中；③按密集储存方式新建和扩建储存水池等。

储存水池结构　有两种结构：①在厂房内建造的内衬不锈钢的混凝土结构水池。池内分割成若干小水池，各小水池之间由挡水闸门隔开。除用于装卸料的水坑外，每个小水池里均装有储存格架。厂房内设有冷却、通风、剂量监测、泄漏监测、补水、装卸料系统和检查及修复等装置。这种水池与后处理厂的储存水池相似，是核电厂内最常见的水池形式。②利用地下岩洞建造的水池。瑞典的乏燃料国家中央储存库（CLAB）即属此类。该设施由乏燃料接收、储存及辅助厂房三部分组成，只有储存水池建在岩洞中。岩洞长120m、宽21m、高27m，由整块岩石分割的4个小水池组成。岩洞有防止外部冲击的良好性能，在内部意外事故下也可隔离环境，从而使环境免受污染。

储存格架　由不含中子吸收剂和含中子吸收剂的两种材料制成。前者可独立或排列摆放，利用乏燃料各组件间和各格架之间的距离来控制临界状态；后者将中子吸收材料制成方形孔道并彼此焊接成组，其底部与池底钢板相连。底座上开孔，以便水通过孔道冷却乏燃料（见图）。

设计和运行要求　由于乏燃料仍含有易裂变物质，而且带有强放射性和余热，因此储存水池的设计及其运行必须遵循的要求有：①抗震。地震等自然灾害能直接破坏水池，或使格架倾倒、起重机等重物掉落而损坏水池，故储存水池应按一级抗震要求设计。②核临界。在乏燃料最大储存容量下确保其布置处于次临界状态，在不考虑燃耗置信的情况下设计时假定燃料是未经辐照的而且水池充满纯水，此时燃料、格架、运输装置构成的系统其有效增殖因子 k_{eff} 不超过0.90。③热工工况。池水冷却系统须考虑在正常运行条件下，当水池存满乏燃料时，水池的最高温度不超过50℃。④屏蔽。距燃料组件顶部的防护水层高度（池水的液位）应足够。⑤其他。如对破损燃料检测、燃耗测定、水位监测、起重机操作，避免乏燃料损伤等都有一定的要求。



储存格架结构简图

干式储存　水池储存需要的运行和维修费用较高，并产生二次废物，所以对于冷却期较长（一般6年以上）的乏燃料，已开发出多种干式储存方式，并逐渐在有些国家中采用。已建成的干式储存设施主要有储存室、干井或半地面的凹井、混凝土罐（筒仓）、金属容器等多种。

储存室　采用重混凝土屏蔽乏燃料的放射性并利用空气带走其衰变热。储存室本身的结构简单，但须配套较为复杂的燃料接收和预处理装置。储存室内分隔成若干圆柱形孔道，带有外包装容器的乏燃料组件垂直存放在孔道内。乏燃料组件的间距应保证次临界状态。冷却系统可分两类：①开式。自然对流的空气一次性通过乏燃料容器气外表面进入排风烟囱。②闭式。空气通过人工或自然对流方式流经乏燃料或其容器，所带走的热量经热交换器释放入大气中。储存室可设置在地面，也可设置在地下。储存室设有气体监测系统，以监测放射性和包装容器的泄漏。

干井（凹井）　混凝土地面上的洞，内置碳钢制井筒，井口有混凝土塞，可接收经适当封装的乏燃料。干井可位于地表面，也可修建在矿层坑道中，由地层提供屏蔽，并被动地将热量传出，但它只适于建立在地下水位低且有保证的干旱地区。干井一般由接收、转运及储存设施三部分组成。带有外包装的乏燃料组件在接收设施内放入格架，在转运设施中移入屏蔽运输容器，最后用门式起重机运到干井内储存。储存区内设有连续的放射性气溶胶监测器。

混凝土罐（筒仓）　一种微型储存库，由圆柱形钢筋混凝土本体、碳钢内筒及顶盖构成。最大的混凝土罐的外径/内径×高为3m/1m×7.6m，总质量约为130t。混凝土罐可直立于露天的混凝土基座上，或存放于普通的地面建筑物内。罐外表面的温度为－40～40℃，内部温度可高达150℃。对于有通风设计的混凝土罐，冷却空气从罐底部进入，向上流经混凝土壳体和碳钢内筒之间的环形空间，然后由靠近罐顶部的出口流出；也可以是不带通风的罐体结构。储存厂房应设有装料设备间、转运通道、容器装卸车间及控制室等，所有工作间均采用钢筋混凝土结构。

金属容器　由内衬不锈钢套的球墨铸铁或锻钢制成，壁厚为300～400mm，壁外有散热片。金属容器盖子分两层，内层为屏蔽层，外层起固定作用。金属容器内装有由厚15mm的含硼铝板制成的格架，供容纳乏燃料组件用。设计时要作屏蔽、临界计算、热和强度分析，并对正常和事故条件下的试验进行安全分析。储存库由卸料区、容器服务站、控制室和储存区四部分组成。从运输车上卸下金属容器，经过密封性、剂量等检查，合格的金属容器进入储存区存放。每个金属容器上均设有密封性监测装置，由控制室集中进行监测。储存区应有良好的通风，库内有γ、中子监测系统，墙和屋顶要有附加屏蔽层，确保厂区外边界剂量率小于0.01mSv/h。

与湿式储存相比，干式储存的优点是：需运转的设备少，维修量少而可靠性高，运行费用较低；几乎不产生二次废物，且对操作人员和环境的辐照剂量较小；采用模块式设计便于增大储存能力；设施或设备的退役过程简单，某些容器（储罐）经进一步开发后可能用于乏燃料的最终处置；储存介质若采用空气，操作上尤为简便，若选用惰性气体和氮气，对乏燃料元件几乎无腐蚀问题。因此，干式储存非常适于乏燃料的长期（50～100年）储存，只是采用金属容器储存时容器本身的费用颇高。

湿式、干式两种储存方式各有优缺点并各有适用性。水池储存已积累了丰富的经验，其技术还在改进。早期建造的一些储存水池正陆续改用密集储存方式。干式储存的形式较多，部分技术已趋成熟，有些技术则尚在开发之中。由于在

乏燃料储存水池储存后再转装于容器中的乏燃料组件，其冷却时间已长达5年甚至10年以上。这样，在容器的外径、高度与质量相近的情况下，对于压水堆乏燃料组件，单台容器的装载量最多已增加到28组，从而其经济性大有改善。德国已有两座各1500t容量的干式金属容器储存库在运行，美国、加拿大、英国和若干中小国家也正在建造或使用各类干式储存设施。

参考书目

任凤仪，周镇兴．国外核燃料后处理．北京：原子能出版社，2006.

IAEA-TECDOC-1100. Survey of Wet and Dry Spent Fuel Storage. Vienna, Austria, 1999.

faranliao chucunchi

乏燃料储存池 (spent fuel storage pool) 用于储存乏燃料、破损燃料组件，以及对燃料组件进行检查、修复、运输等水下操作的设施。乏燃料储存池一般设置在燃料厂房或核辅助厂房内，有的核电厂将乏燃料储存池和换料水池均设置在安全壳内。

乏燃料储存池的尺寸取决于核电厂的规模和乏燃料储存年限，如电功率为1000MW级的核电厂，乏燃料储存池的容量一般按核电厂运行10～15年卸出的乏燃料组件、整个堆芯事故卸料以及1/3堆芯最高富集度的新燃料组件考虑。核电厂燃料厂房一般设有一个乏燃料储存池（长12.6m、宽8m、深12.8m），也有把乏燃料储存池分设成相互连通又可分隔的两个较小水池（长8m、宽8m、深12m）。池内壁为不锈钢衬里，钢筋混凝土屏蔽墙厚约2m。水池设有冷却净化系统，池壁两侧设有排风系统，四周设水下照明。池底设有燃料储存架，水池与燃料运输通道之间用闸门隔开，见图。

乏燃料储存池在核电厂中属核安全级抗震Ⅰ类设施，它的设计需满足核安全要求，主要包括：①按乏燃料组件在储存架内最高富集度燃料被纯水淹没的情况进行考虑，其有效增殖系数不得超过0.95。②池水为去离子水，其硼酸浓度为2500μg/g（2500ppm）以上。③水冷却系统在正常情况下能满足池水温度低于50℃；事故情况下，整个堆芯满功率运行150h后全部燃料卸入储存水池，池水温度低于75℃。④净化系统要求能去除98%的直径大于25μm的颗粒，以保持池水澄清。⑤设有水位指示和报警装置，确保在盛装设计燃料储存量和最小设计水深下，要求操作人员受到的剂量当量率不应超过0.025mSv/h。最低水位应在所有燃料储存工况和核电厂全部工况下要维持在储存燃料组件的顶部以上，防止燃料过热。⑥设有池壁焊缝检漏系统，并有报警装置对泄漏液作区域性监测。⑦要求燃料储存水池和储存架在正常载荷加安全停堆地震载荷时不发生损坏。⑧要求接触池水的设备部件用奥氏体不锈钢制造，其结构形状要便于去污。



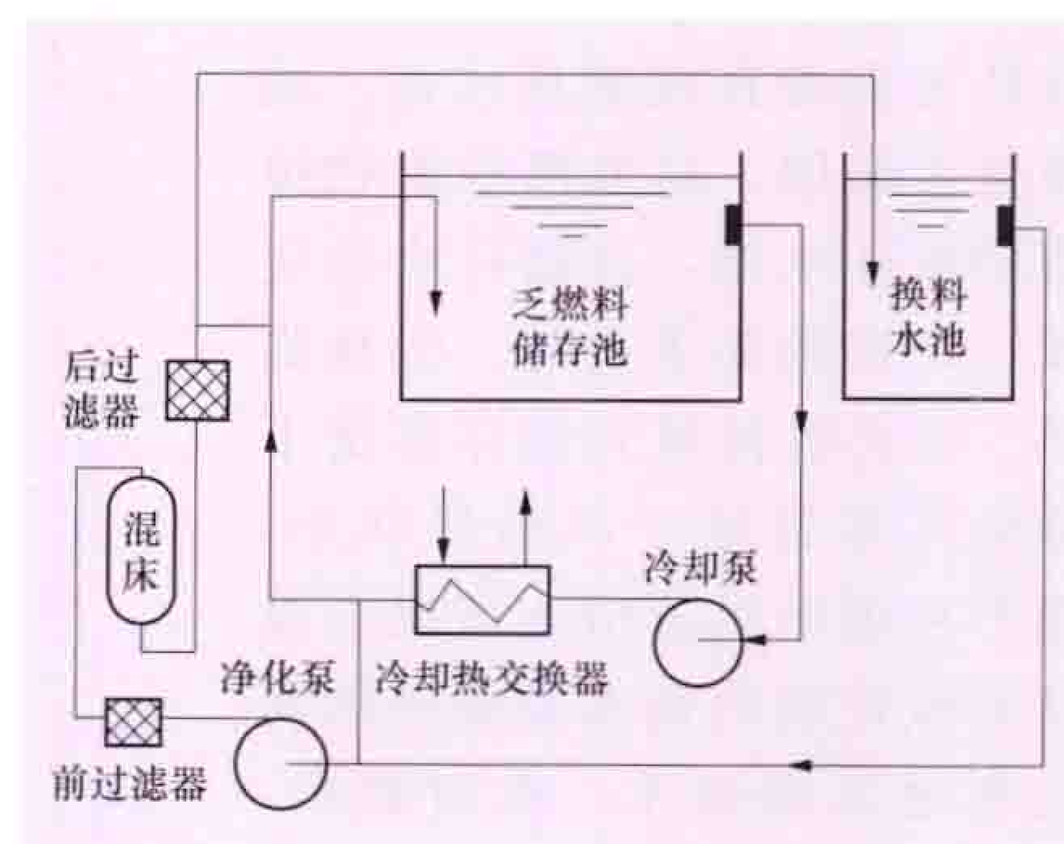
乏燃料储存池外形（杜圣华　提供）

在乏燃料储存池及厂房内，设置乏燃料组件检查和修复装置，运输、转运、吊装装置以及储存装置，实现乏燃料储存池的功能要求。（见压水堆燃料储存和装卸料设备）

faranliao chucunchi lengque he jinghua xitong

乏燃料储存池冷却和净化系统 (spent fuel pool cooling and cleaning system) 用于乏燃料储存池水的冷却和净化。功能为：①从堆芯卸出的乏燃料存放在具有冷却装置的乏燃料储存池内，排除乏燃料释放热量，保持池水温度小于50℃。②为了降低水的放射性强度和保持其透明度以便于各种水下操作，对乏燃料储存池和换料水池的水进行净化，保持规定的水质指标。③向乏燃料储存池和换料水池提供生物防护用的水层。

为满足单一故障准则（见安全系统设计准则），乏燃料储存池冷却和净化系统通常设置两个冷却系列、一个净化回路和一套燃料池液面过滤或撇沫回路。每个冷却系列各设有一台冷却泵和一台冷却热交换器，净化回路设有两台净化泵和一套（或两套）过滤及混床装置，撇沫回路配置一台泵和一台过滤器。乏燃料储存池水由冷却泵吸出经冷却热交换器冷却后，大部分直接返回池内，小部分被净化泵吸出经过滤器及树脂床进行净化（见图）。净化泵的流量应使全部池水在一天内至少净化一次。当需要改进乏燃料储存池中水的纯度和透明度时，起动过滤回路或水面撇沫回路。乏燃料储存池须严防泄漏，并有大于自然蒸发损失的补水能力，池中水位要考虑在装换料工况下，高于燃料组件3m以上。乏燃料储存池的各种接管均须高出正常水位，并设有防虹吸的断流设施。



乏燃料储存池冷却和净化系统流程

乏燃料储存池冷却和净化系统的冷却能力即热交换面积一般要根据乏燃料储存池最大剩余热功率确定，即堆芯1/4的堆芯燃料元件卸料时，水池中已存放10～15年的堆芯乏燃料加上一个堆芯的乏燃料所释放的衰变热功率，同时保持水温度低于50℃（在高温季节，可投入两个系列来保证）。当系统发生能动部件单一故障时，池水温度也不得超过75℃。系统的冷却和补水部分系统均要求按核安全3级及抗震Ⅰ类设计。

根据日本福岛核电厂发生乏燃料储存池元件破损的严重

事故教训，对乏燃料储存池冷却和净化系统提出更高的设计要求：①事故工况下，确保冷却系统可靠进行；②设有事故后长期补水的能力；③设置多样性的乏燃料储存池液位监测装置。

Faranliao Guanli Anquan he Fangshexing Feiwu Guanli Anquan Lianhe Gongyue

《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》 (*Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management*)　加强乏燃料和放射性废物管理安全方面的鼓励性国际公约。于1997年9月5日通过，1997年9月29日开放供签署。截至2012年12月，已有68个缔约国，42个国家签署。

《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》(以下简称《公约》)的目的是，通过加强缔约国的管理和国际合作，包括与安全有关的技术合作，以在世界范围内实现和保持高安全水平的乏燃料和放射性废物管理；确保在乏燃料和放射性废物管理的一切阶段都有预防潜在危害的有效措施，保护个人、社会和环境免受电离辐射的有害影响；防止有辐射后果的事故发生，一旦发生尽可能地减轻其后果。

《公约》适用于民用核反应堆运行产生的乏燃料的管理安全以及民事应用产生的放射性废物的管理安全，但为后处理而在其设施中保存的乏燃料除外。对于军用或国防计划所产生的乏燃料和放射性废物，则仅当其被永久转为民用计划时才适用。

《公约》强调，确保乏燃料和放射性废物管理安全的最终责任在于对这些材料拥有管辖权的国家。

缔约国的主要义务为：应在其国家法律框架内通过立法、管理和行政的措施以及其他必要的步骤，确保在乏燃料和放射性废物管理的所有阶段都能充分保护个人、社会和环境不受到辐射的伤害；就履约所采取的措施向缔约方审评会议提交报告。《公约》还对这类物质的跨越国界运输作了规定。

中国于2006年4月29日经人大常委会批准，加入该公约。

faranliao houchuli

乏燃料后处理 (spent fuel reprocessing)　对核反应堆中用过的乏燃料进行处理，以除去其中的裂变产物，并回收易裂变材料和可转换材料的过程。乏燃料指辐照后从堆内卸出且不再在该堆中使用的核燃料，为便于计量，通常以辐照前的重金属(HM)(指铀或铀和钚)的质量(t或kg)为单位。核燃料在反应堆中随着燃耗的加深，初始装料中所含的易裂变核素和可转换核素逐渐消耗，裂变产物(其中某些核素的中子吸收截面很大)及经转换新生成的重核素的量不断增加，燃料的反应性下降；而且燃料元(组)件的包壳及结构材料的机械性能也变差，其安全可靠性降低。因此，核燃料使用到一定程度必须从堆内卸出进行处理。

乏燃料后处理的主要目的是：①回收乏燃料中残剩的铀、钚和钍(若使用)制成核燃料返回使用，包括易裂变核素^{235}U(铀)和新生成的^{239}Pu(钚)或^{233}U，以及可转换核素^{238}U或^{232}Th(钍)；②去除铀、钚和钍中的裂变产物和次锕系元素[Np(镎)、Am(镅)、Cm(锔)等]，需要时可提取作为辐射源应用；③便于安全地处理和处置放射性废物。

乏燃料后处理是核燃料循环后段的主要环节，在核电技术中占有重要的地位。从1t典型的压水堆乏燃料中，可以回收954kg铀(其^{235}U富集度达0.83%，比天然铀中的还高)和9.03kg的工业钚，它们可再制成燃料供热堆或快中子增殖堆使用，可大大地提高天然铀的利用率(返回循环一次可节省25%～30%)。同时，与乏燃料原有的体积相比，乏燃料后处理所得高放射性废液固化成玻璃体后，须作深地层处置的体积减少到1/4以下；另外，回收铀、钚以后的各类后处理废物处置的环境负担也大为减轻。

发展简史　乏燃料后处理技术以水溶液作介质的湿法工艺为主，早期通过处理生产堆辐照过的燃料以提取军用钚而发展起来。20世纪40年代中期，美国研发了磷酸铋沉淀流程，并在汉福特工厂投入运行。接着又开发了溶剂萃取流程，先是采用甲基异丁基酮为萃取剂的雷道克斯流程，并在汉福特建厂投产。40年代末，英国研究了用二丁基卡必醇为萃取剂的布特克斯流程，在温茨凯尔建厂。1949年，美国研究出采用一种更好的萃取剂——磷酸三丁酯(TBP)的普雷克斯(PUREX，Plutonium and Uranium Recovery by Extraction英文词头的缩写，意思为萃取法回收钚和铀)流程，并于1954年在萨凡那河(Savannah River)钚生产厂投入运行。1956年，汉福特工厂用该流程取代了雷道克斯流程。以后，法国在马库尔钚分离厂和处理轻水堆低富集铀燃料的阿格厂，英国在温茨凯尔的镁诺克斯新厂也都采用了普雷克斯流程。1966～1972年，美国的民用后处理厂——西谷厂和兴建中的巴威尔厂(之后该厂在冷调试成功后因故未投入运行)也都采用该流程。世界其他国家(中国、俄罗斯、印度、德国、比利时、日本)建立的后处理厂或小型后处理装置基本上也都采用普雷克斯流程。自20世纪80年代末以来，法国、英国、日本陆续建设的几座大型商用乏燃料后处理工厂同样选用此流程。各国普遍认为：普雷克斯流程是最切实可行、经济可靠的后处理工艺，而且在相当长一段时间里仍会继续使用。该工艺已积累了处理生产堆燃料和动力堆氧化物燃料的大量经验。据统计，截至2012年底，全世界已处理的民用乏燃料累计量约为90 000t；而2012年后处理的总能力约为4800t/年。

快中子增殖堆和热堆中使用过的铀-钚混合氧化物(MOX)乏燃料曾在美国、英国、法国、日本等国的小型中间试验工厂中单独处理，后来，法国改在大型工厂中将其溶解后，与轻水堆二氧化铀燃料的溶解液掺合起来处理。

对钍燃料的后处理，20世纪60年代初美国研发了采用TBP为萃取剂、硝酸铝为盐析剂的梭勒克斯流程，并曾用该流程在萨凡那河厂和汉福特厂处理辐照过的钍燃料以提取^{233}U，后因多种原因而终止。印度由于有丰富的钍矿资源，继续在开展钍燃料的后处理研究，以实现其钍-铀(^{233}U)燃料循环战略。

国际上也曾研究过若干种干法后处理工艺，主要有三种：①熔盐电解法。在一定条件下，每种金属在特定的介质(如熔融氯化物)中形成具一定电位的离子对，适当地调节电位，使铀或超铀元素与裂变元素或锕系元素之间分离。该法在俄罗斯已达到中间试验规模。②熔盐萃取法。利用不同元素氯化物的稳定性差异，或它们在熔融金属(Bi或Cd)和熔融盐之间(LiCl-KCl)分配比的差别来实现锕系元素与裂变元素的分离。③氟化物挥发法。先将燃

料中各种元素转变为氟化物，然后根据其不同挥发度进行分离或纯化。与湿法工艺相比，干法的优点是：可处理高燃耗、短冷却期的乏燃料（因其辐照损伤问题较少），化学步骤简单，放射性废液极少等。然而，干法通常在铀和钚的分离、对裂变产物的去污等方面都不如湿法；而且所用设备受腐蚀严重，需用价格昂贵的特殊材料，存在仪表、自控、维修等工程问题较多，故仍处于试验研究阶段，未在工业化工厂中采用。

后处理工艺过程 以压水堆低富集铀氧化物燃料的后处理为例，对湿法普雷克斯溶剂萃取流程的主要工艺步骤进行简述。

乏燃料组成 乏燃料组成与装入堆的核燃料组成、比功率、辐照中子谱、辐照时间及其冷却时间有关，表中列出了压水堆乏燃料的典型组成。燃料中^{235}U的初始富集度为3.3%（质量），比功率为30MW/t，燃耗达33 000MW·d/t，冷却时间为150天。由表可知，乏燃料的比活度达1.60×10^{17} Bq/t，衰变功率为20.4kW/t。

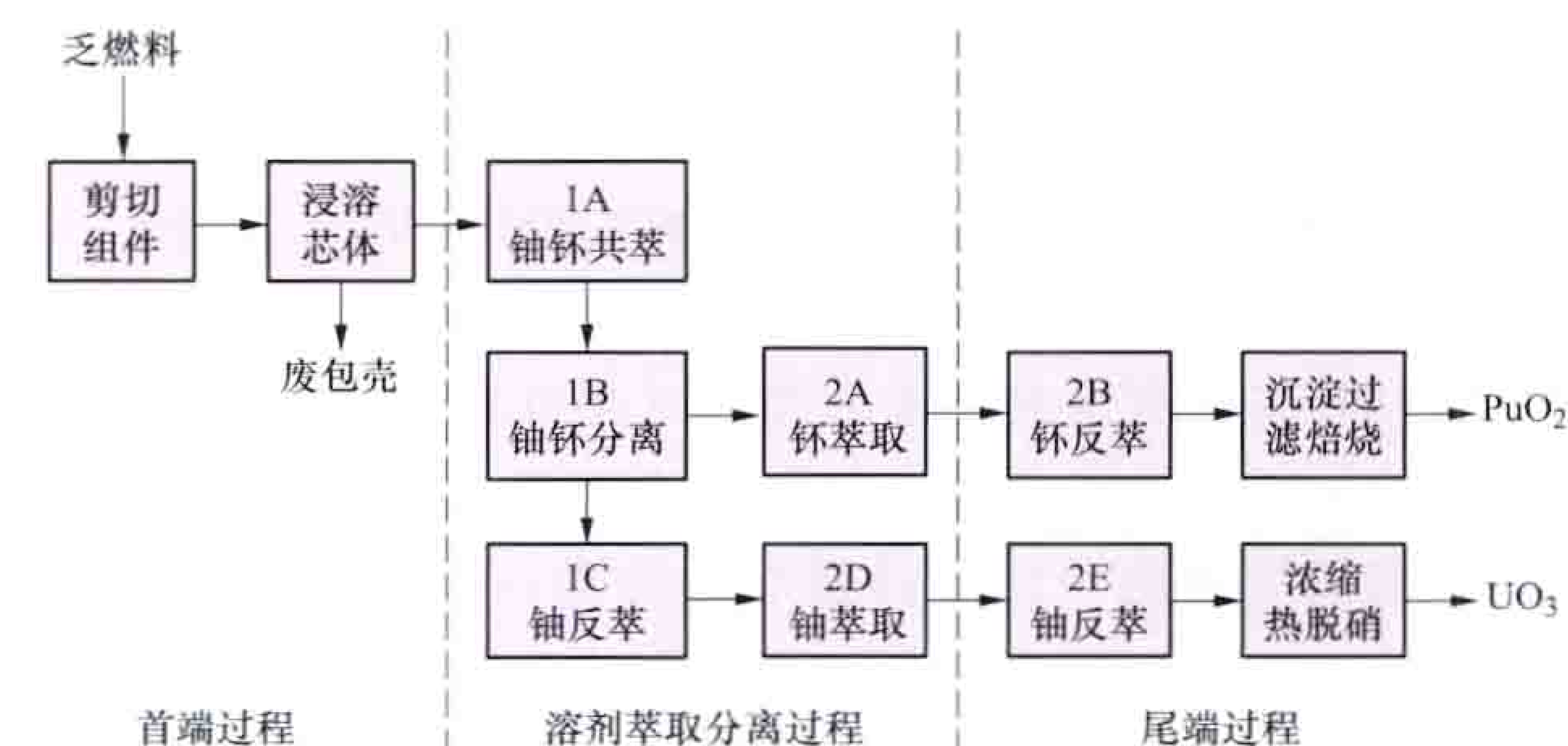
压水堆乏燃料的典型组成

组成	含量 (g/t)	比活度 (Bq/t)	衰变功率 (W/t)
锕系元素			
铀	9.54×10^{5} (^{235}U−0.83%)	1.50×10^{10}	4.18×10^{-2}
镎	7.49×10^{2}	6.69×10^{10}	5.20×10^{-2}
钚	9.03×10^{3}	4.00×10^{15}	1.52×10^{2}
镅	1.40×10^{2}	6.96×10^{12}	6.11
锔	4.70×10	6.99×10^{14}	6.90×10^{2}
小计	9.64×10^{5}	4.70×10^{15}	8.48×10^{2}
裂变产物（总量）	3.09×10^{4}	1.55×10^{17}	1.96×10^{4}
总计	9.95×10^{5}	1.60×10^{17}	2.04×10^{4}

后处理工艺特点 ①铀、钚两种产品的回收率（以其在废液中的损失率计）很高，通常每步操作都在99.9%以上，总回收率可大于99.5%。②产品纯度达到核纯级，中子毒物及杂质（尤其是放射性的）含量都极低，后处理回收的铀在后续加工中要像天然铀一样可人工直接操作，所提取的钚仅须在手套箱内隔离操作。③由于操作对象具有强放射性和（或）很高的生物学毒性，因此应具有足够的屏蔽和密闭性能，而且大部分工序须采用复杂的远距离操作、检测、控制手段。④有极严格的安全要求：由于工艺所用的物料大多具有化学毒性、腐蚀性和易燃、易爆性，因此也有一般化工厂的密闭、通风、防腐、防火、防爆等要求，特别是因易裂变物质的存在，要采取多种方式来严防核临界事故的发生。

普雷克斯流程化学原理 普雷克斯流程采用稀释过的磷酸三丁酯（TBP）为萃取剂。TBP的化学稳定性好，闪点较高，挥发性低，与水仅稍微混溶，使用后容易再生，可重复利用。为了改善TBP的密度与黏度，需加以稀释，一般使用30%（体积）的TBP有机溶剂。性能最好的稀释剂是正十二烷，但比较经济实用的是溶剂煤油（正烷烃混合物）。当TBP与含硝酸的水溶液接触时，能有选择性地萃取铀（六价）和钚（四价）的硝酸盐，而对裂变产物、次锕系元素及其他杂质硝酸盐的萃取率很低。因此，通过多级逆流萃取的方式可使铀、钚与它们分离。由于TBP对三价钚的萃取率也很低，因此选用合适的还原方法将钚从四价还原成三价可实现铀与钚的分离。该流程的铀、钚产品总回收率（以废液中的损失率计）分别可达99.8%和99.5%以上；铀、钚产品对裂变产物的净化，以及铀、钚互相之间的分离极好，从而方便后续的化学转化、铀再富集、重新制造燃料的加工。

普雷克斯流程主要工艺步骤 处理压水堆燃料（锆合金作包壳、低富集度的二氧化铀作芯块）的普雷克斯流程由首端过程、溶剂萃取分离过程、尾端过程三部分组成（见图）。



普雷克斯改型二循环萃取流程

（1）首端过程。①剪切组件。通过专用机械设备将燃料组件整体剪切成散开的3～5cm长的元件小段，使其两头暴露出芯块。②浸溶芯体。元件段掉落于溶解器内的篮筐中，用硝酸在近沸腾条件下浸溶其中的二氧化铀芯块，取出篮筐内浸余的元件包壳和结构材料作为固体废物另作处理。③澄清。转出的溶解液经过滤或高速离心除去不溶性固体微小颗粒。④调料。用化学试剂将溶解液调整成适于溶剂萃取的进料液组分。

（2）溶剂萃取分离过程。对铀、钚每种产品，依次完成一次萃取、洗涤、反萃的过程称为经历一次溶剂萃取循环。初期的普雷克斯流程包含三次溶剂萃取循环，后经改进，可以采用两次溶剂萃取循环（称为普雷克斯改型二循环萃取流程）：①共去污-分离循环。通常由三台接触器（分别标以1A、1B、1C）构成，在1A中将铀、钚共萃取入有机相并经硝酸溶液洗涤，由此分离掉绝大部分（99.9%以上）的杂质；在1B中引入四价铀、硝酸羟胺等还原试剂，或用电解还原的方式，使有机相中负载的钚转变成三价而与铀分离回到水相；在1C中用很稀的硝酸将有机相中负载的铀反萃入水相。②钚纯化循环（2A、2B）。将1B来的含钚水溶液再经过一次循环，以进一步去除其中的铀和其他杂质并使钚溶液稍有浓缩。③铀纯化循环（2D、2E）。将1C来的含铀水相直接或浓缩后再经过一次循环，以进一步去除其中的钚和其他杂质。常用的溶剂萃取接触器有脉冲筛板柱、混合澄清槽和离心接触器。每次循环使用过的溶剂经碱、酸溶液依次洗涤后返回各自循环重复使用。

（3）尾端过程。将2E和2B分别来的含铀、钚硝酸盐水溶液转化成固体氧化物产品。硝酸铀酰溶液经浓缩后，采用流化床热脱硝工艺将其转化为三氧化铀（UO_3）产品；硝酸钚溶液经草酸盐沉淀、过滤、焙烧转化成二氧化钚

(PuO_2) 产品，此阶段对钚还可有一定的纯化作用。

后处理过程产生的废气经过冷凝、吸收、过滤净化后排入大气；各种放射性废液（物）按其比活度大小分为低放、中放、高放及α放射性四类，暂时储存后各采用蒸发浓缩、水泥固化、玻璃固化等工艺过程进行处理，最终分别进行近地表和深地层处置。

展望 随着核电装机的增多，后处理厂一方面需要接收燃耗更深、放射性比活度更大、钚及次锕系含量更高的乏燃料；另一方面对后处理的经济性和安全性提出了越来越高的要求，对放射性“三废”的排放标准也日趋严格。法国、英国、日本都已建成大型轻水堆乏燃料后处理厂（处理能力800～900t/年）。工艺改进的重点是：①减少溶剂萃取循环数，缩短工艺过程，以减小厂房体积、降低工厂造价和运行费用；②工艺过程无盐化（即减少废水中的盐分），以减少需要最终处置的废物体积；③选用能回收铀、钚、次锕系元素（镎、镅、锔）和去除某些长寿命裂片元素的一体化流程；④贯彻废物最少化原则，从源头减少产生量，尽可能实行循环复用，力争“零”排放。

参考书目

本尼迪克特，等．核化学工程．汪德熙，等译．北京：原子能出版社，1988.

姜圣阶，任凤仪，等．核燃料后处理工学．北京：原子能出版社，1995.

IAEA-TECDOC-1587, Spent Fuel Reprocessing Options, Vienna, Austria, 2008.

faranliao yunshu

乏燃料运输

乏燃料运输 (spent fuel transportation) 用特殊容器和专用运输工具，在采取安全防护的措施下，将乏燃料从一地转送到另一地的过程。随着在役核电厂数量的增加，卸出的乏燃料日益增多。1970年，全世界的乏燃料卸出量仅1240t（重金属），2012年每年卸出约10 000t，累计的乏燃料总量近340 000t；估计到2020年将增至约445 000t。乏燃料元件先在反应堆现场暂时储存。由于场址的储存容量有限，乏燃料元件在储存一段时间后均须运离进行后处理或最终处置。因此，乏燃料运输是核燃料循环中必不可少的联系纽带。

乏燃料具有极强的放射性和一定的发热量。现代轻水堆核电厂所用的典型燃料组件，在堆内运行3年后，其燃耗达33 000MW·d/t，即使经过“在堆”储存（冷却）150天后，每千克铀（按辐照前计）仍有167TBq的β、γ放射性，并伴有20W的热功率。因此，乏燃料运输与未辐照核燃料的运输全然不同，它不仅技术复杂、花费很大，而且必须在严密的监控下进行，以确保运输安全，严防环境受污染。

要求 对乏燃料组件运输要求有：①必须严格遵照国际原子能机构《放射性物质安全运输规程》（以下简称《IAEA运输规程》）和本国有关规程进行运输。②根据本国特点，各国均规定了具体的运输审批制度：对被运输物的种类、数量和运输路线、工具、可能发生事故的措施等必须进行设计和审查，并得到有关部门许可；对运输容器的设计和制造必须得到许可，并在有关部门登记；乏燃料发送前，必须对容器的密封性、表面辐射水平、表面污染程度和运输工具及固定方式等进行检查并得到许可；必须再次对运输路线、特别要对安全措施以及万一发生事故后的应急措施进行许可。③乏燃料运输容器属B型货包（用于高水平放射性废物、乏燃料、MOX元件），在其研制过程中必须进行正常和事故运输条件下的各项试验，合格后方能使用。④所有参与运输的人员应当接受与其责任相称内容的培训，培训考试合格后才能上岗。

乏燃料运输容器 运输容器装满乏燃料时，必须保持次临界状态，容器外表面辐照剂量率不高于《IAEA运输规程》的规定，必须适应环境温度从－40～38℃的变化而保持足够的强度，能承受正常运输过程中的加速度、震动和共振的作用而保持其密封可靠性及完整性，甚至在极端事故情况下也要确保上述要求，不至于危害环境。

形式 根据乏燃料容器用途的不同，可分为单纯运输和运输/储存双用途两类；根据容器内是否含水作传热介质，可分为湿式和干式两类；根据屏蔽材料的不同，可分为铅容器、钢容器、贫铀容器、球墨铸铁容器、钢筋混凝土容器。几种运输容器的主要特性见表。

几种运输容器的主要特性

型号		HZ-75	NTL12	IF-300	TN1300	CASTOR V/19
容量（组）	压水堆组件	7	12	7	12	19
	沸水堆组件	17	30	18	33	—
热容量（kW）		84	100	61	50	
总质量（t）		80	95	64	121	136
装载量（t）		3.3	5.7	3.5	5	10
内腔尺寸 长（mm） 直径（mm）		4556 952	5160 1220	4578 953	5051 1220	5025 1480
冷却方式		空气/水	空气	水	空气	空气
主要运输方式		公路/海运	铁路	铁路	铁路	铁路
屏蔽材料		铅	钢	贫铀	球墨铸铁	钢

设计 乏燃料运输容器设计要按照《IAEA运输规程》以及ASME锅炉和压力容器规范的要求进行。设计容器时应从临界、传热情况、屏蔽、结构、拴系装置等方面来考虑。

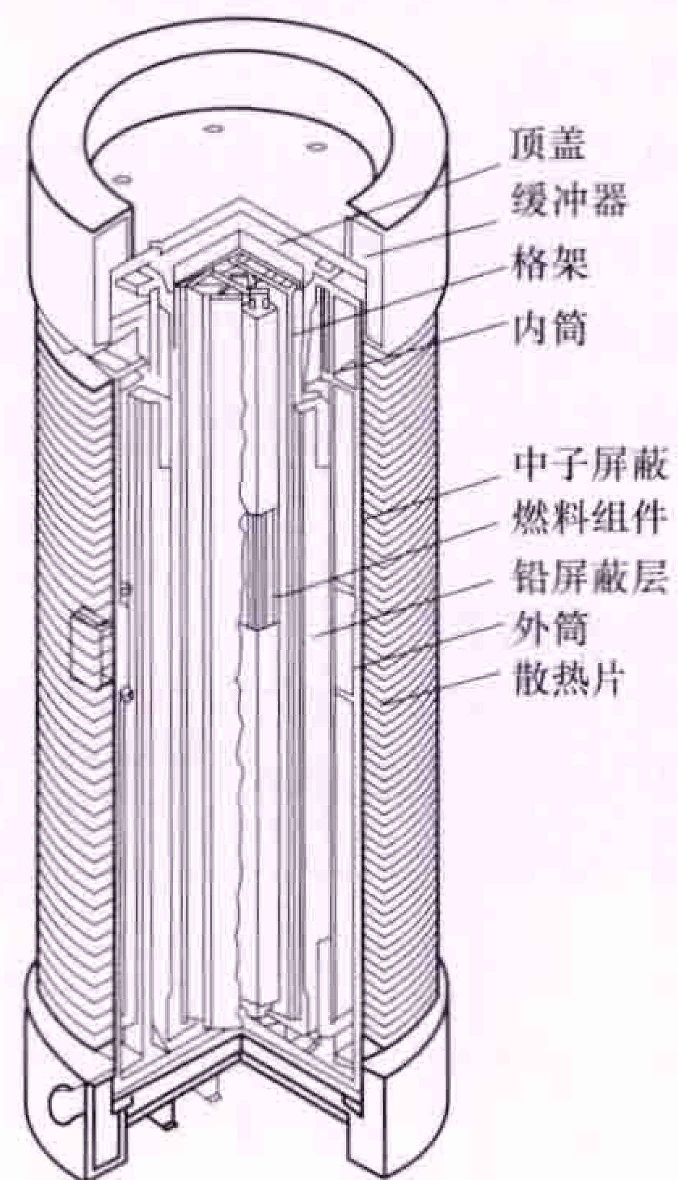
(1) 临界。在运输容器内装运的乏燃料必须保持次临界状态。为此，在容器内腔通常设置非均匀的中子吸收体，使有效增殖因子k_{eff}值小于1。所采用的中子吸收体材料有硼拉尔、含硼聚乙烯、不锈钢包壳的硼化物或镉、硼-不锈钢等。应按需选择，并设计成不同的结构形式。运输中对临界安全的要求是，一旦发生运输事故，容器处在最大可信反应性配置构型时，仍须保持次临界状态。

(2) 传热情况。通过计算确定运输容器在正常和事故热环境下的温度分布，特别是确定在正常情况下容器表面最高温度和燃料元件最高温度，以及火烧事故情况下容器屏蔽层的温度分布和燃料元件最高温度。无论在何种条件下都不能

超过《IAEA运输规程》的规定。例如，在没有曝晒时，容器表面温度不得超过85℃；在火烧事故条件下不得减弱屏蔽效果和损坏燃料包壳，并保证容器的密封性和完整性。

（3）屏蔽。轻水堆乏燃料组件的比活度很高，容器必须具有足够的屏蔽。可采用相应的屏蔽材料来吸收中子和减弱γ射线，使乏燃料运输容器的表面剂量率低于《IAEA运输规程》的规定。在正常运输条件下，离容器表面1m处剂量率不得超过0.1mSv/h；在事故运输条件下，距容器表面1m处剂量率不得超过10mSv/h。车辆外表面任一点的剂量率应低于2mSv/h，离车辆表面2m处应低于0.1mSv/h。

（4）结构。图中示出运输容器结构，一般由内筒、外筒、顶盖、格架、缓冲器、散热片、屏蔽层及起吊装置等部分组成。



运输容器结构

外筒与内筒连在一起构成环状部件，起支承和保护铅屏蔽层的作用，一般由不锈钢制成。顶盖的主要作用是封闭容器中的放射性物质。格架用来分隔每个乏燃料组件，使其在运输过程中避免互相擦碰。格架有充分的通道，使乏燃料衰变热传递到容器壁上。在格架结构材料中加入中子吸收材料以防止发生临界事故。在发生撞击事故时，格架应能限制每个燃料组件移动。为保护运输容器免受直接冲击，往往在运输容器顶部和底部装有缓冲器。在发生偶然事故时，它能产生变形从而吸收能量，以保护本身及内装的乏燃料免遭损坏。

（5）拴系装置。在拴系系统中牢固地连接到运输容器上的那部分装置。拴系系统使运输容器和运输车保持一定的几何关系。在设计中应考虑各种措施来保证拴系的可靠性。

试验　乏燃料运输容器试验要满足《IAEA运输规程》的规定，包括在正常和事故运输条件下的各项试验。在正常运输条件下的试验项目有：①喷水试验；②自由下落试验；③堆码试验；④贯穿试验。其中某些项目若经严格论证可满足要求，则可不进行试验。但对于运输容器在假想事故条件下的试验则必须进行，这些试验主要有：①下落试验；②贯穿试验；③耐火试验；④水浸没试验。容器均应按顺序进行上述4项试验。经过上述试验的运输容器，其屏蔽的减弱不应使外部的辐射剂量率增加到在离运输容器外表面1m处大于10mSv/h；一周内放射性内容物的累积漏失量均应低于规程规定的限值。而且，在容器中的物质仍保持次临界状态。

由于乏燃料在堆储存时间的延长（5年或更久）以及运输容器设计、制造技术的改进，单台运输容器装载的压水堆燃料组件已从初期的7个增至28个，负载后容器的总质量由70t增加到130t左右，因而运输效率大为提高。

运输方式与工具　乏燃料可以通过公路、铁路和水路（内河或海洋）运输。由于对运输乏燃料组件的安全要求越来越严，运输容器质量逐渐增加，现已有专门的运输车辆和船舶，不一定需要专用的公路、铁路和码头运输，但必须通过严密组织运输环节来确保运输安全。

公路运输　具有“门到门”的特点，适用于距离不太长以及抵、离铁路车站或水路码头的接驳运输，但对沿途的干扰较大，而且效率低、成本高。通常将重型货包装载在大型平板车上，前挂牵引车拖动。运输线路要选择较高等级的公路，行驶时控制一定的速度，尤须注意坡度和弯道，还应考虑沿途的桥梁和隧洞的通过限制。为确保安全并提高运输效率，一般由开道车、指挥车、后勤保障车与数辆载货包车组成一列车队行进。

铁路运输　装载量大，适于中长距离的运输，对沿途的干扰较小，成本较低，但核电厂现场须有铁路或其附近有铁路/公路的换装设施。由于装载与行车的限制，一节重载凹型货车通常只能装运一台重型运输容器。为提高运输效率，可编成专列的形式，一次拉运许多节货车。

水路运输　采用特制的船舶一次可载运10多台重型容器，适于中长距离的运输，海运时对沿途的干扰很小，成本也最低，但先决条件是核电厂场址须具备适航的水路与码头。为保障有最大的安全性，专用船舶在结构上要具有防撞船舱、双层船壳和船底与两套发动机，整个船舱分隔成若干密封仓，并配有放射性屏蔽、冷却、监测和去污的装备，以及导航、通信、呼救等系统。

质量保证和许可证　由于乏燃料运输关系到公众的安全和健康，因此，对影响容器质量的工作，如设计、采购、制造、试验、装卸操作以及运输等，均必须有质量保证体系，并严格执行质量保证大纲的各种规定。设计者应根据容器的特殊要求提供设计图纸及技术要求；用户监督运输容器设计和制造符合规定要求；制造厂必须对承制设备的制造和试验制订一个质量保证计划并加以执行。试验合格的运输容器必须由国家主管部门发给相应的许可证，才能投入使用。所有包装容器要定期检查，必要时加以修理和维护，以保持良好状态，重复使用时仍能符合所有相关要求和规范。

国际上乏燃料运输已经历数十年。美国、俄罗斯和欧洲国家大量采用铁路辅以公路实施运输；欧洲一家专营公司曾用多艘专用船将日本核电厂的数千吨乏燃料经海路运达欧洲进行后处理。由于对乏燃料运输十分重视，并采用了安全可靠的装备，至今未发生过放射性泄漏事故。乏燃料运输的改进目标是在确保安全的前提下，尽量减少对公众和环境的影响，进一步提高运输效率，降低成本。

见放射性物质运输安全、核安全许可证制度。

参考书目

任凤仪，周镇兴．国外核燃料后处理．北京：原子能出版社，2006.

Faguo Kehai Maleweile Chaofenghuang-1 Hedianchang

法国克亥-马勒维勒超凤凰-1核电厂　(France Super-Phenix FBR Nuclear Power Plant)　世界上第一座快中子增殖堆示范核电厂，业主NERSA由法国、意大利、德国等国家的电力公司投资组成。位于法国罗纳（Rhône）河畔，离里昂约50km。其热功率为3000MW，电功率为1240MW，于1985年9月4日达首次临界，1986年1月14日首次并网发电，1986年12月9日达到满功率，1998年关闭。核电厂全景见图。



法国克亥-马勒维勒超凤凰-1核电厂全景
（徐銤　提供）



图1　苏联奥布宁斯克核电厂
（苏联第一座核电厂，1954年6月27日投入运行）
（汪兆富　提供）

超凤凰-1核电厂采用钠为冷却剂，池式快堆，堆芯、4台一回路钠泵和8台中间热交换器等置于一个直径为21m、高为17.1m、内装3300t钠的钠池中，构成了一回路。二回路仍用钠，共4个环路，每个环路有1台钠泵和1台蒸汽发生器，并与钠池中对应的2台中间热交换器相连，二回路共装钠1500t。三回路为水和蒸汽，产生的过热蒸汽合并进入2台汽轮发电机组。堆厂房为圆柱形安全壳。

超凤凰-1核电厂一次钠堆芯出口处的温度是545℃，二次钠进入蒸汽发生器的入口处温度是525℃。满功率时汽轮机入口处蒸汽温度为487℃，压力为17.7MPa，燃料采用PuO_2-UO_2混合物（MOX），堆芯燃料区当量直径为3.7m，堆芯燃料高度为1.0m，径向围有0.5m厚的UO_2增殖区，轴向上下各有0.3m厚的UO_2增殖区。堆芯装料的总钚量为5.78t，堆芯一个运行周期是640天，最大燃耗为90MW·d/kg，堆芯最大中子通量密度为6.1×10^{15}n/(cm^2·s)，增殖比为1.18。

超凤凰-1核电厂满功率运行后有几次设备故障：1987年3月乏燃料储存钠容器，第一层壁钠泄漏，第二层壁完好，漏到夹层中的钠约24m^3，原因是材料和加工质量问题；1990年在满功率运行达到160天后，一回路钠受到空气污染，一回路钠的氧含量从3mL/m^3（3ppm）升到15mL/m^3（15ppm），原因是压气泵泄漏；1994年8台中间热交换器中的一台钟罩式的氩气隔热层氩气泄漏，原因是焊接质量问题。

超凤凰-1核电厂无任何核事故和放射性释放事故。超凤凰-1核电厂关闭后法国继续利用凤凰快堆（电功率为250MW）进行快堆技术开发，为快堆核嬗变长寿命次锕系核素的研究和快堆商用作技术准备。

fanyingdui

反应堆

反应堆　(reactor)　以铀（或钚）等核燃料实现受控链式裂变反应的装置，也称核反应堆。1942年，在美国第一次实现了人工可控自持链式裂变反应。1954年6月，在苏联诞生了世界上第一座并入电网的实验性核电厂，即建在莫斯科郊区的苏联奥布宁斯克核电厂（见图1），它的功率是5000kW，可以为2000户居民提供电力。截至2012年12月底，世界上共有435座用于发电的反应堆在运行，正在运行的其他反应堆也达数百座。

反应堆的种类　可按用途、中子能量、慢化剂、冷却剂、核燃料等分类。①按用途可分为研究堆、动力堆、生产堆和特殊用途堆。②按引起核裂变的中子平均能量可分为热中子堆、中能中子堆和快中子堆。③按反应堆的结构可分为压力容器式堆、压力管式堆和池式堆。④按所使用的慢化剂和冷却剂可分为轻水堆、重水堆、石墨气冷堆、石墨沸水堆和液态金属冷却快中子堆。⑤按核燃料可分为天然铀堆和富集铀堆。

反应堆的基本结构　主要由堆芯、反射层、控制棒、堆容器和屏蔽层构成（见图2）。堆芯又称活性区，那里集中了核燃料，自持链式裂变反应就在此区域进行。通常将核燃料加工成棒状、管状或板状，并按一定的方式组成燃料组件，排列在堆芯中。堆内构件将燃料组件固定在堆芯中，为冷却剂提供流道，保持传热所需的热工-水力条件以使堆芯中的裂变能量传输出反应堆。控制棒由强吸收中子材料制成，将它插入或抽出堆芯，可以改变反应性，用来起动反应堆、调节反应堆功率、正常停堆和在事故情况下紧急停堆。热中子堆堆芯的外部围有反射层，其材料一般与慢化剂一样，用来减少中子向堆芯外的泄漏，这样可以减少堆芯核燃料的装载量。快中子堆堆芯的外部围有再生区，用天然铀或贫铀组成，以便在再生区俘获从堆芯逸出的中子，生产新的核燃料。反射层和反应堆容器外部还设有屏蔽层，以防止反应堆内的中子和γ射线向外泄漏。

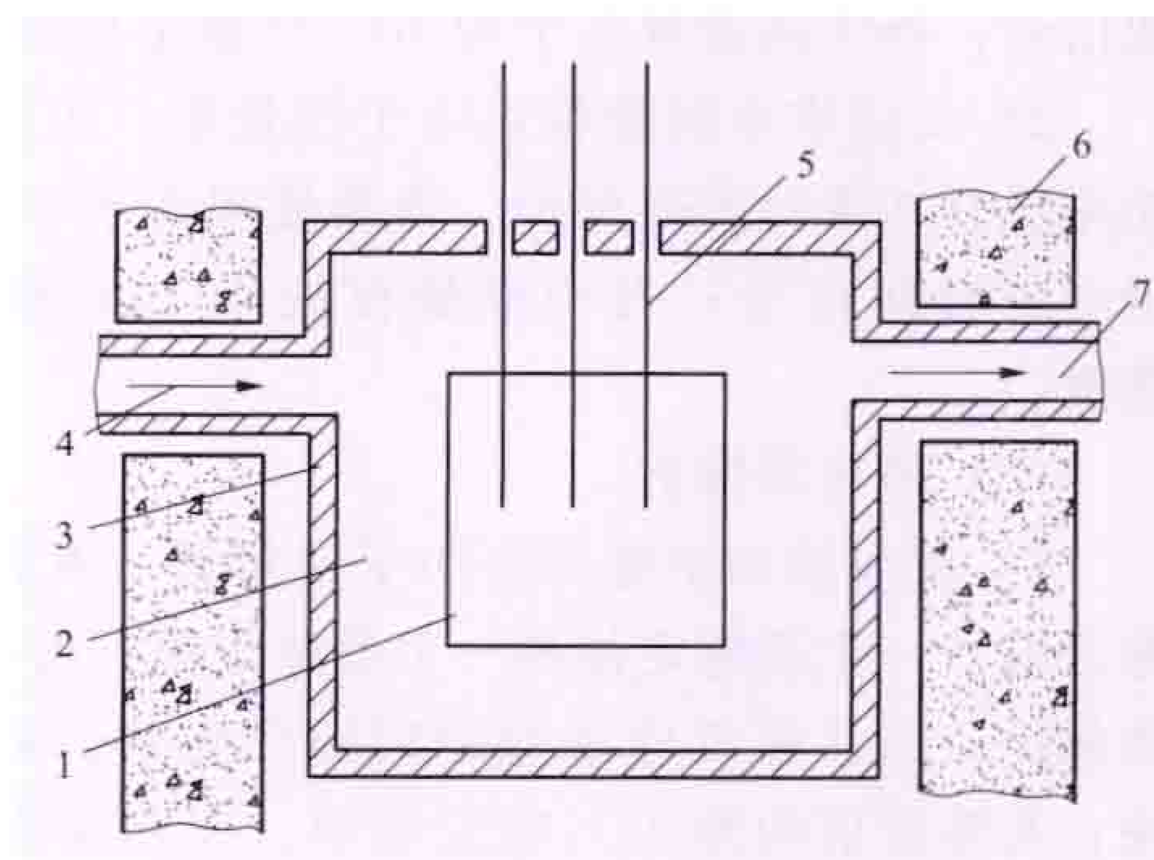


图2　热中子反应堆示意图
1—堆芯；2—反射层；3—堆容器；4—冷却剂进口；5—控制棒；6—屏蔽层；7—冷却剂出口

对材料和燃料的要求　反应堆内各组成部分的材料应满足核性能、耐辐照性能和耐腐蚀性能的要求。核燃料应具有

良好的辐照稳定性，良好的热物理性能、机械性能和化学稳定性。燃料包壳和堆芯结构材料，其热中子吸收截面要小，机械性能和辐照稳定性要好。冷却剂应具有良好的热物理性能（比热容大、密度高、熔点低、沸点高等），小的热中子吸收截面、良好的化学性能和辐照稳定性。常用的冷却剂有水、重水、二氧化碳、钠和氦气等。慢化剂和反射层，其热中子吸收截面要小，而散射截面要大，与冷却剂的相容性好，具有良好的传热性能、热稳定性和化学稳定性。水、石墨、重水和铍为常用的慢化剂和反射层材料。控制材料应具有强吸收中子性能，常用的控制棒材料有硼（其应用的状态为硼钢或硼不锈钢合金、碳化硼粉末或烧结块、硼酸溶液、硼或其化合物在金属中的弥散体等）、银-铟-镉合金、铪、稀土元素（如钆、镝、铕等）的氧化物。（见反应堆材料）

fanyingdui baohu canshu

反应堆保护参数 (reactor protection parameters)

反应堆保护系统实施监测的系统及设备的物理、热工和水力等参数。一旦反应堆保护参数变化超出预定值（整定值），反应堆保护系统便发出保护动作信号，触发反应堆紧急停堆或相应专设安全设施投入运行，以保证反应堆安全。

中国二代改进型堆的反应堆停堆保护参数　AP1000与此差别不大。

（1）反应堆起动保护。

1）反应堆源量程高中子注量率。提供反应堆零功率起动保护。当中间量程高于约 10^{-5}%额定功率时，手动旁通此信号；当中间量程低于约 10^{-5}%额定功率时自动恢复。

2）反应堆中间量程高中子注量率。用以在反应堆从零功率提升功率时提供保护。功率量程高于10%额定功率时，手动旁通此信号；当功率量程低于10%额定功率时自动恢复。

（2）超功率保护。

1）反应堆功率量程高中子注量率。有两个独立的停堆整定值，一个高整定值和一个低整定值，前者为功率运行提供保护；后者在反应堆起动时提供保护，防止起动速度过快，其整定值约为25%额定功率。当功率高于10%额定功率时，手动旁通低整定值保护；当功率低于10%额定功率时自动恢复。

2）反应堆功率量程高中子注量率变化率。对反应堆功率运行下发生控制棒弹棒事故进行保护。

（3）一回路超压保护。

1）稳压器高压力。保护反应堆冷却剂系统不致过压。

2）稳压器高水位。作为稳压器高压力事故停堆保护的后备。当功率量程功率或汽轮机第一级后压力低于10%额定功率时，此信号自动闭锁。

（4）一回路低流量保护。用以在失去冷却剂流量事故后保护堆芯不致出现膜态沸腾。保护参数采用冷却剂低流量信号、反应堆冷却剂泵（主泵）低转速信号和主泵断路器跳闸信号。

（5）堆芯限值保护。

1）超温 ΔT。用于保证堆芯处于偏离泡核沸腾（DNB）状态。超温 ΔT 的整定值是通过对每一个通道按下列公式连续进行计算得到的，即

$$超温\ \Delta T\ 整定值 = K_1 - K_2\frac{1+T_1S}{1+T_2S}(T_{avg}-T_{avg0}) + K_3p - f_1(\Delta I)$$

式中 K_1 为超温 ΔT 整定值的偏置量；K_2、K_3 为常数，取决于温度和压力对偏离泡核沸腾限值的影响；T_1、T_2 为平均温度超前/滞后补偿的时间常数；S 为拉普拉斯变换算符；T_{avg} 为反应堆冷却剂平均温度；T_{avg0} 为额定功率下的冷却剂平均温度；p 为稳压器的压力；$f_1(\Delta I)$ 为上下两段长中子电离室测量的中子注量率偏差的函数。

2）超功率 ΔT。用于防止堆芯线功率密度过大，导致燃料芯块熔化。超功率 ΔT 的整定值是通过对每一个通道按下式连续计算得到的，即

$$超功率\ \Delta T\ 整定值 = K_4 - K_5\frac{T_3S}{T_3S+1}T_{avg} - K_6(T_{avg}-T_{avg0}) - f_2(\Delta I)$$

式中 T_{avg0} 为额定功率下的冷却剂平均温度；T_{avg} 为反应堆冷却剂平均温度；K_4 为超功率 ΔT 整定值的偏置量；K_5、K_6 为与 T_{avg} 变化率及其变化量对超功率限值影响的有关常数；$f_2(\Delta I)$ 为上下两段长中子电离室测量的中子注量率偏差的函数；T_3 为平均温度变化率的时间常数；S 为拉普拉斯变换算符。

3）稳压器低压力。用于防止堆芯发生偏离泡核沸腾。当功率量程功率或汽轮机第一级后压力低于10%额定功率时，此信号自动闭锁。

（6）失去热阱保护。蒸汽发生器低水位：用于防止蒸汽发生器水位过低，导致反应堆失去热阱。保护参数为蒸汽发生器低-低水位和蒸汽发生器低水位与蒸汽流量/给水流量失配相符合信号。

（7）其他保护。

1）蒸汽发生器高水位。为防止蒸汽发生器水位过高，导致蒸汽湿度过大而损坏汽轮机汽缸。一般触发汽轮机停机，也有直接触发紧急停堆的。保护参数为蒸汽发生器高-高水位。当功率量程功率或汽轮机第一级后压力低于10%额定功率时，此信号自动闭锁。

2）ATWS信号。此信号通过断开控制棒控制系统电源柜的供电以切断控制棒的电源，使控制棒借重力落入堆芯，提供与反应堆保护系统多样化的另一种紧急停堆手段。

3）汽轮机停机信号。当核电厂运行在10%额定功率以下时，此信号自动闭锁。

4）安全注射信号。

5）手动触发。

中国二代改进型堆的专设安全设施驱动保护参数包括：

（1）安全注射和安全壳A阶段隔离。安全壳高2压力、蒸汽管道间高差压、蒸汽管道高流量与蒸汽管道低压力或低-低 T_{avg} 符合（T_{avg} 低于284℃时允许手动闭锁）、稳压器低4压力（稳压器压力低于13.8MPa时允许手动闭锁）。

（2）安全壳喷淋和安全壳B阶段隔离。安全壳高4压力。

（3）蒸汽管道隔离。蒸汽管道高流量与蒸汽管道低压力或低-低 T_{avg} 符合、安全壳高3压力、蒸汽管道低-低压力（T_{avg} 低于284℃时允许手动闭锁）。

（4）主给水管道隔离。

1）停止主给水泵、关闭主给水阀和旁路给水阀：蒸汽发生器高-高水位、安全注射信号。

2）关闭主给水阀、旁路给水阀固定开度：低 T_{avg} 与停堆信号符合。

（5）辅助给水系统起动。

1）辅助电动给水泵起动。丧失 6.6kV 电源、蒸汽发生器低-低水位与给水低流量符合、蒸汽发生器低-低水位延时 8s、安全注射信号、ATWS 信号、主给水泵跳闸信号。

2）辅助汽动给水泵起动。蒸汽发生器低-低水位与给水低流量符合、蒸汽发生器低-低水位延时 8s、反应堆冷却剂泵低-低转速（反应堆功率小于 10%等自动闭锁）、ATWS 信号。

（6）应急柴油发电机起动。失电信号（安全母线低电压、安全母线低频率）、安全注射信号或安全壳高 4 压力。

对以上每一项保护动作均设有手动触发手段。

AP1000 的专设安全设施驱动保护参数　包括：

（1）S 信号（相当于能动安全系统的安全注射信号）驱动。稳压器低 3 压力、蒸汽管道低 2 压力、反应堆冷却剂系统冷段低 2 温度、安全壳高 2 压力。

（2）安全壳隔离。S 信号驱动、第 4 级自动卸压系统（ADS）自动驱动、非能动安全壳冷却手动驱动。

（3）安全壳内置换料水箱注射。第 4 级 ADS 驱动。

（4）堆芯补水箱注射。S 信号驱动、第 1 级 ADS 驱动、稳压器低 2 水位、蒸汽发生器（SG）宽量程低 2 水位与反应堆冷却剂系统热段高温度符合。

（5）ADS 驱动。

1）第 1～3 级 ADS 驱动。堆芯补水箱注射与低 3 水位符合、1E 级蓄电池充电器输入低电压。

2）第 4 级 ADS 驱动。第 4 级 ADS 手动驱动与反应堆冷却剂系统低压力或第 3 级 ADS 驱动符合、堆芯补水箱低 6 水位与反应堆冷却剂系统低压力和第 3 级 ADS 驱动符合、环路 1 与环路 2 热段低 4 水位符合（有延迟）。

（6）主给水隔离。S 信号驱动、SG 窄量程高 3 水位、反应堆冷却剂低 1 平均温度与允许信号 P-4（反应堆停堆）符合（只关调节阀）、反应堆冷却剂低 2 平均温度与 P-4 符合（只关隔离阀、桥管阀，停主给水泵）。

（7）非能动余热排出系统驱动和安全壳内置换料水箱回流槽隔离。堆芯补水箱注射、第 1 级 ADS 驱动、SG 宽量程低 2 水位、SG 窄量程低 2 水位与起动给水低 2 流量符合、稳压器高 3 水位。

（8）安全壳再循环。安全壳内置换料水箱低 3 水位与第 4 级 ADS 驱动符合、1E 级蓄电池充电器输入低电压（打开与止回阀串联的安全壳再循环隔离阀）。

（9）蒸汽管道隔离。安全壳高 2 压力、蒸汽管道低 2 压力、蒸汽管道压力高负变化率、反应堆冷却剂系统冷段低 2 温度。

（10）非能动安全壳冷却系统驱动。安全壳高 2 压力。

（11）起动给水隔离。反应堆冷却剂系统冷段低 2 温度、SG 窄量程高 3 水位、主给水隔离手动触发、SG 窄量程高水位与 P-4 符合。

对以上每一项保护动作均设有手动触发手段。

fanyingdui baohu xitong

反应堆保护系统

（reactor protection system）　核电厂安全系统的一部分，包含从传感器开始，并包括传感器在内，一直到安全执行系统和安全系统辅助设施输入端的所有电的和机械的器件和电路的系统，它产生与保护任务有关的信号（见图 1）。用以监测与反应堆安全有关的核电厂物理、热工和水力参数（保护参数），并在其变化超出预定值（整定值）时，发出保护动作信号，驱动安全执行系统动作，以保护反应堆，减轻或限制事故的后果。

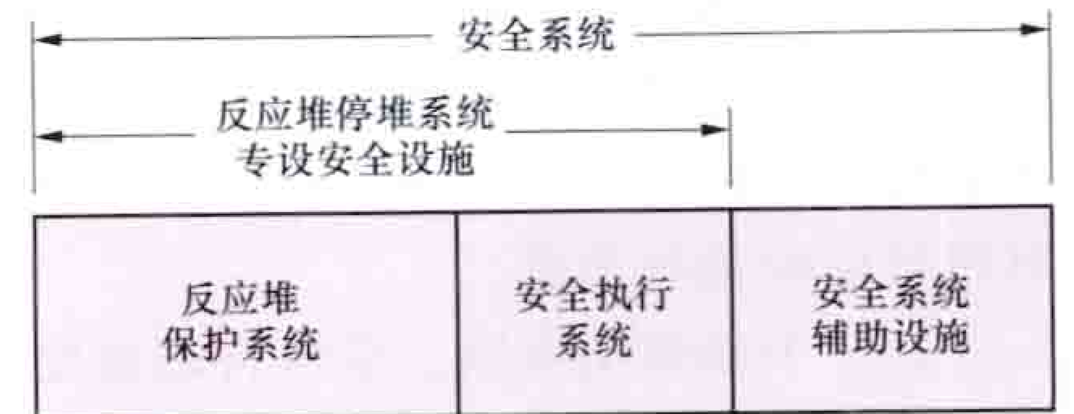


图 1　反应堆保护系统与安全系统的关系

反应堆保护系统包括：①紧急停堆保护系统为反应堆停堆系统提供保护动作信号。也称为紧急停堆系统。②专设安全设施驱动系统为专设安全设施提供保护动作信号。

保护系统的设计准则　主要设计准则包括自动保护准则、单一故障准则、冗余性准则、独立性准则、多样性准则、故障安全准则、定期试验和校准能力准则、手动驱动准则、设备质量和鉴定准则。

（1）自动保护准则（操纵员不干预原则）。所有保护动作都应自动触发（手动触发为后备），保护动作一旦触发就应进行到完成。

（2）单一故障准则。保护系统内任何单一故障或单个事件引起的多个故障不应导致系统保护功能的丧失。

（3）冗余性（多重性）准则。由多个装置完成一个装置完成的给定功能，使任一个（或最大规定数目的）装置的故障不会引起该功能失效。

（4）独立性准则。保护系统及其各冗余部分之间在执行功能上保持独立，包括：①在保护系统的冗余通道或序列之间；②在保护系统与其他系统之间；③在保护系统与设计基准事件影响之间。达到独立的条件为实体分隔和电气隔离。达到实体分隔的方法是：①两者之间保持一定的分隔距离；②两者之间设置屏障物；③以上两者的组合。达到电气隔离的方法是：①两者在电路上不连接；②两者通过隔离器件或装置相连接，但必须达到：输出端开路、短路、接地或加上可能的电压，不影响输入端的正常运行。合格的隔离器件可为断路器、熔断器、隔离变压器、开关、继电器、隔离放大器、光耦合器、光纤电缆等。

（5）多样性准则。对一种设计基准事件需用两种或两种以上不同的方法进行保护，以便当一种方法失效时，另一种方法可起充分的保护作用。多样性是应对共模故障（或共因故障）的有效方法。多样性包括功能多样性和设备多样性等。功能多样性包括用不同的保护动作来达到相同或相似的安全功能（如紧急停堆可以采用使全部控制棒快速落入堆芯的方法，也可采用向堆芯注入浓硼酸的方法），以及采用不同的保护参数探测同一事件。设备多样性包括采用不同工作原理、不同设计方案、不同元器件或不同制造厂的设备。

（6）故障安全准则。在兼顾考虑系统可用性的同时，保

护系统的设计应尽量保证元件故障、失去输入信号或失去动力源时使系统趋向于保护动作。

（7）定期试验和校准能力准则。对保护系统进行试验和校准可发现故障、及时纠正，以免局部故障积累或发展成系统故障，定期试验和校准可使系统经常处于可运行状态。试验应尽量包括从传感器到执行装置的所有部分。如一次试验不能包括全部范围，可采用分段试验的方法，但各段之间应有很好的衔接和重叠。

（8）手动驱动准则。应对自动触发的序列级保护动作提供手动触发手段。手动触发手段设计应使操纵员的操作次数最少，并使用最少的设备。对于核电厂数字化仪控系统，手动触发手段到安全系统的连接地点应在反应堆保护系统输出端的下游，以免数字化系统共模故障影响手动驱动的有效性。手动驱动是自动驱动的可靠后备，为了保证手动驱动的可靠性，对最重要的保护功能（如停堆和安全注射等），驱动手段是冗余的，一般还在远距离停堆站上设置手动停堆手段。另外，为了防止手动驱动误动作，对驱动设备设有机械防护措施（如设防护盖）或电气联锁措施（如设允许和操作两个开关，要先后操作两个开关才有效；或设置两个串联的开关，要同时操作两个开关才有效，如对安全壳喷淋系统手动驱动）。

（9）设备质量和鉴定准则。保护系统设备的质量应符合维修最少和故障率最低的要求。设备的设计、制造、安装、试验、运行和维修均应符合最高等级的质保要求。设备除了必须满足常规鉴定要求外，还需满足相应的安全级（1E 级）设备环境和抗震鉴定要求。

主要设计要求　包括保护参数确定、保护整定值确定、保护系统可靠性目标、符合逻辑选择。

（1）保护参数确定。首先根据核电厂每个假设的设计基准事件确定对它起保护作用的保护参数，然后经过事故分析验证，最后综合成核电厂的保护参数。确定保护参数时，要考虑满足多样性准则，即对每一个设计基准事件，必须设置至少两个保护参数，其中一个为主要保护参数，另一个为第二保护参数。事故分析时，为保守起见，考虑即使只依靠第二保护参数也能对核电厂起充分的保护作用。有时，一个保护参数能对多个设计基准事件起保护作用。不同的核电厂设计会采用不同的保护参数。如对反应堆冷却剂低流量事件，一般采取的保护参数为反应堆冷却剂低流量和反应堆冷却剂泵（主泵）低转速信号，但俄罗斯 VVER1000 型核电机组采用主泵进出口低压差和主泵电动机低电功率作保护参数。有的核电厂还采用主泵母线低电压、主泵母线低频率和主泵断路器断开状态信号作保护参数。堆芯保护一般采用超温 ΔT 和超功率信号，但 VVER1000 堆直接采用偏离泡核沸腾比（DNBR）和堆芯线功率密度信号。反应堆停堆系统应在核电厂各类事故（中等频率事故，如反应堆冷却剂部分强迫流量丧失；稀有事故，如反应堆冷却剂全部强迫流量丧失；极限事故，如失水事故）工况下都动作，起保护作用，以便使反应堆状态不超过安全限值，或减轻超过限值的后果。专设安全设施只在稀有事故和极限事故工况下有选择性地起动，以缓解事故后果。典型的保护参数参见反应堆保护参数。

（2）保护整定值确定。保护整定值是对一个保护参数预设的一个值，超过此值，反应堆保护系统即被触发，发出一个保护动作信号。但由于保护参数测量和信号处理系统存在误差，故实际触发保护系统动作的核电厂参数值是综合了整定值和仪表误差的值。确定整定值的原则是：①在发生设计基准事件后，核电厂参数发生偏离，导致保护系统发出保护动作信号，驱使反应堆控制棒紧急落棒或相应专设安全设施投入运行，对事件进行抑制的整个瞬态过程中，核电厂参数不得超出分析限值。分析限值是核电厂设计规定的一个值，它等于安全限值（超过此值反应堆即损坏）减去安全裕量（为考虑电厂模型和事故分析中不确定因素而设）。所以对特定核电厂，整定值由事故过程、安全限值、安全裕量、仪表误差和设备响应时间等因素决定。②电厂在正常运行瞬态过程中，不得使保护系统发生误动作。整定值必须经过事故分析的验证确定。

（3）保护系统可靠性目标。系统拒动作使反应堆失去保护，会导致严重的安全后果；系统误动作会影响核电厂的可用率，导致经济后果。衡量反应堆保护系统可靠性主要采用两个指标：①每次需求时的拒动作概率（简称拒动概率）；②每年的误动作次数（误动率）。对这两个指标的具体数值，法规和标准尚无规定。某核电厂设备供应商提供的数据为拒动概率不大于 1.2×10^{-5}；美国《电力公司要求文件》要求误动率不大于 0.02 次/(堆·年)。

（4）符合逻辑选择。为了满足单一故障准则和冗余性要求，以及为了减小保护系统的拒动概率和误动率，对保护参数均需进行符合逻辑处理。一般均设置 3～4 个通道，运用“三取二”或“四取二”符合逻辑处理。“三取二”的拒动概率比“四取二”略大，但误动率稍小，然而两者均符合可靠性要求。“四取二”的最大优点是在对一个通道的设备进行试验或维修时，即使另一个通道发生故障，系统仍能满足单一故障准则，故“四取二”符合逻辑被广泛采用。只有对反应堆起动保护，因其设备在使用前已经检查为正常，且只在起动过程较短时间内使用，故允许只设置两个测量通道，运用“二取一”符合逻辑。

组成和工作原理　反应堆保护系统包括从核电厂参数采集直到保护动作信号输出的全部设备和电路，一般包括传感器、变送器、信号处理设备、定值器（双稳态触发电路）、逻辑处理设备和信号输出设备。反应堆保护系统通常可分为模拟量信号处理和逻辑量信号处理两大部分，由四个信号处理通道和两个逻辑处理序列，或直接由完整的四个序列构成。在早期的核电厂中，反应堆保护系统由模拟电路和逻辑电路组成，现今的核电厂普遍采用数字化保护系统，但它们的工作原理是一样的。图 2 所示为核电厂数字化反应堆保护装置相同的 4 个序列中一个序列的示意图。

定值器处理器逻辑（BPL）对输入信号进行处理（包括模数转换），并与整定值相比较，输出（0，1）两态数字量信号至局部符合逻辑（LCL）。LCL 对信号进行逻辑处理后输出保护动作信号。反应堆停堆信号送至停堆断路器；专设安全设施驱动信号则经集成逻辑处理器（ILP）进行进一步逻辑处理，并经安全级远距离节点控制器（SRNC）后控制相应的设备接口模块（CIM），发出专设安全设施驱动信号。CIM 可依据不同输入信号的重要性进行优先选择，反应堆保护系统的自动驱动信号和来自主控制室的手动驱动信号处于最优先位置。设备状态的反馈信息也通过 CIM 返回到保

护系统。系统级手动驱动信号作用到LCL。维修和试验机柜内的设备主要用于系统组态、自诊断、试验和校准、局部旁通、与核电厂实时数据网络通信和序列之间的通信。安全级显示器用于显示系统信息和进行设备级手动控制。序列内设备之间的通信通过AF100高速数据总线；序列间的通信通过HSL高速数据链路；反应堆保护系统与核电厂控制系统之间的通信通过维修和试验盘MTP和网关。

旁通和闭锁功能　为了保证反应堆能正常运行及避免不必要的停堆，反应堆保护系统设有旁通和闭锁功能。旁通是根据核电厂运行的需要，抑制反应堆保护系统中一部分特定功能的行为和措施。旁通分维修旁通和运行旁通。维修旁通是指因维修和试验的需要，将一个通道或序列的保护功能解除。要求保护系统处于维修旁通状态时，仍能保持其完成保护功能的能力，故需设置防止同时旁通两个或两个以上通道（序列）的措施。运行旁通是指反应堆起动过程中，当反应堆功率达到某一值时，允许手动旁通相应的超功率保护功能，以便使反应堆可以顺利升功率。当反应堆冷停堆到某一压力值时，允许手动闭锁稳压器低压力安全注射功能，以免在继续冷停堆过程中，安全注射误动作。要求无论何时，只要不满足允许的旁通条件，保护系统就应自动防止运行旁通，或撤销现行的旁通，或触发适宜的安全功能。闭锁是指当反应堆运行不需要时，抑制保护系统中一部分特定功能的措施。例如，当反应堆功率低于约10%额定功率时，汽轮机停机不必要触发反应堆停堆，此时就需抑制汽轮机停机引起停堆的功能。

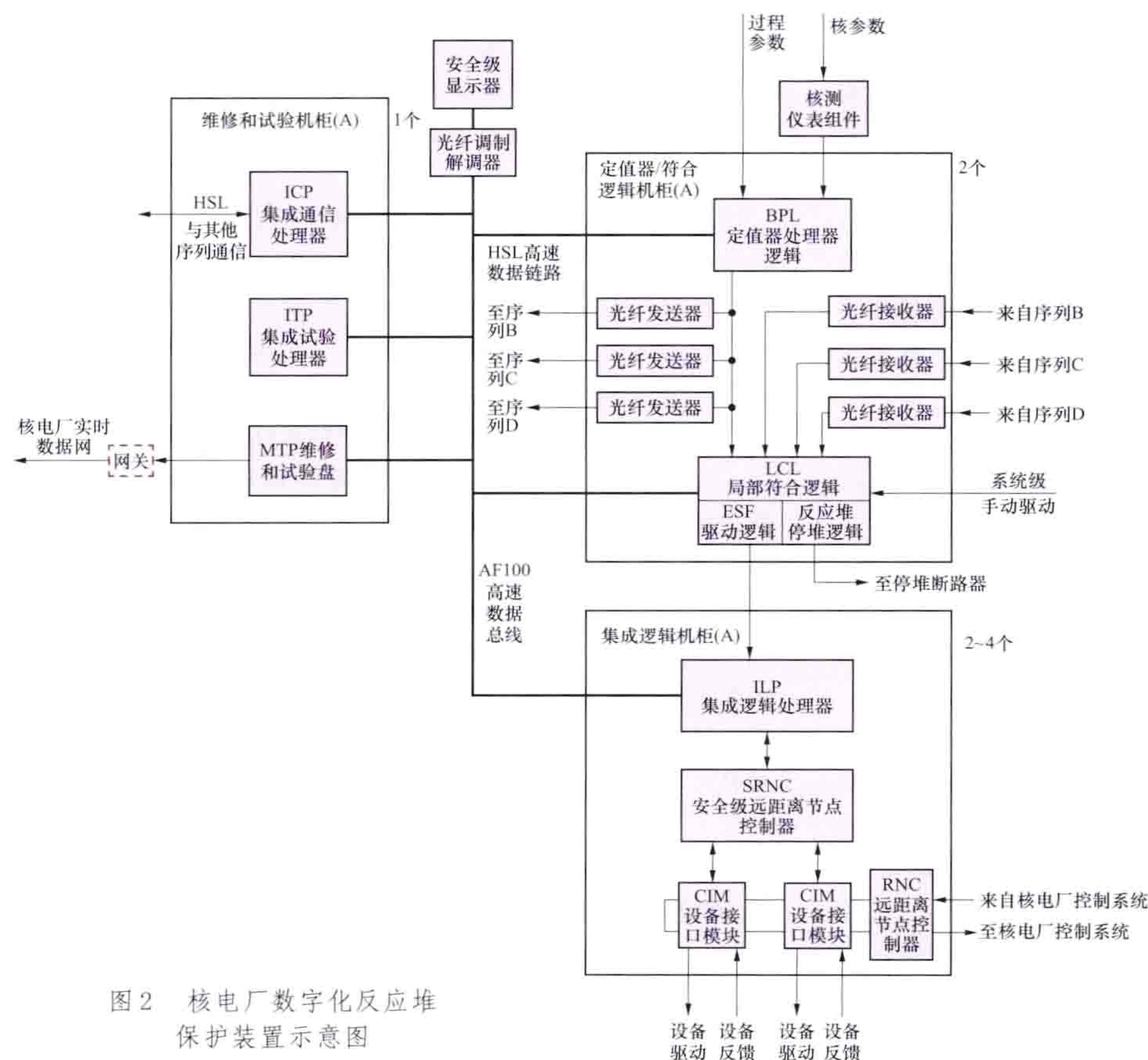


图2　核电厂数字化反应堆保护装置示意图

参考书目

朱继洲，濮继龙．压水堆核电厂的运行．北京：原子能出版社，2000．

fanyingdui baohu zhuangzhi

反应堆保护装置（reactor protection devices）　实施反应堆保护系统功能的硬件和软件设备的总称。主要由测量通道、逻辑单元及输出器件三部分组成。传统的反应堆保护装置包括现场仪表（传感器、变送器）、过程及核测仪表柜（安置测量通道设备）和逻辑机柜（安置逻辑单元和输出器件），见反应堆停堆系统和专设安全设施驱动系统。反应堆保护装置还包括试验电路、旁通电路以及联锁电路（也称允许电路）、监督和指示电路等辅助设备。数字化反应堆保护系统示意见反应堆保护系统，它由逻辑机柜、维修和试验机柜、安全级显示器组成。保护装置一般形成若干个机柜，其规模取决于反应堆保护参数的数量以及系统结构等因素。机柜内设有专门的供电电源、通风设备、监督和指示设备及监测孔等。保护装置分为四个独立而相同的序列，各序列之间是实体分隔和电气隔离的，机柜分别布置在各自专门的房间内。

测量通道　被监测过程参数（包括核参数）信息从传感器、变送器、信号处理，经定值器（双稳态触发电路）转换成（0，1）两态逻辑信号，直到逻辑单元输入端的仪表通道。通常采用3～4个测量通道来监测某一过程参数；大部分核电厂优先采用四通道设计，运用“四取二”符合逻辑。

逻辑单元　安全逻辑部分，对测量通道来的两态逻辑信号进行逻辑符合处理。

反应堆保护装置的符合逻辑设计有局部符合逻辑和总体符合逻辑，以及局部-总体符合混合逻辑3种。局部符合逻辑是指，对每个保护参数的冗余测量通道的两态逻辑输出信号先进行“四取二”或“三取二”符合处理，处理后的输出信号再与其他经过同样符合处理的输出信号进行“n取1”符合处理。总体符合逻辑是指，先对某个冗余测量通道的每个保护参数信号进行“n取1”符合处理，再对不同冗余测量通道的输出信号经过“四取二”或“三取二”符合处理。然后，保护参数信号触发保护系统动作。总体符合逻辑的优点是结构简单，便于试验，然而它的误动率比局部符合逻辑高。局部符合逻辑可降低过程仪表故障造成的误动率，但其缺点是有较多的交叉连接，使试验、隔离问题变得复杂。局部-总体符合混合逻辑既能发挥上述两种逻辑结构的优点，又能避免各自的缺点，从而能很好地满足单一故障准则。中国二代改进型反应堆保护系统就采用这种逻辑。

核电厂反应堆保护装置大多采用几个冗余逻辑序列，各

逻辑序列内进行同样的局部符合，它们的输出信号再次进行符合处理后触发保护动作。对不同的系统设计，其逻辑序列的符合原则也不同，可采用两个逻辑序列“二取二”“二取一”或四个逻辑序列“四取二”等。

输出器件　从逻辑单元输出到安全执行系统的驱动器（停堆断路器、开关柜等）的信号必须经过继电器、接触器等输出器件的转换（信号扩展、功率放大），对数字化专设安全设施驱动系统还要先经过优先模件的控制。

试验电路　用于对保护装置进行定期试验，以便发现故障及时维修。试验可在反应堆正常运行和停堆期间进行。有的试验电路是保护装置的一部分；有的则是外接式的，作为一个独立的装置，在试验时才和反应堆保护装置相连接。试验应该是全功能试验，包括测量通道、逻辑单元及输出器件的动作等试验。通常采用分段试验的方法，各段试验之间有良好的衔接和重叠。对于逻辑单元，大多采用可编程序控制器或微处理器构成的自动试验电路。

旁通电路　分运行旁通电路和维修旁通电路两种。运行旁通电路可按运行工况的要求，切除保护装置中某一部分的功能，如功率量程运行时，切除低功率保护。维修旁通电路可在对保护装置进行试验、更换或维修时，旁路某一部分设备，使所在通道不致发生误动作。

联锁电路　使保护功能与核电厂某些运行参数相关联的电路（见反应堆停堆系统），可自动闭锁或自动恢复相关保护功能。

监督和指示电路　保护装置内还设有各类监督和指示电路，对保护装置的运行模式（如正常工作、试验、旁通等）及各通道、部件的工作状态进行监督、指示，必要时发出报警信号。

保护装置的基本器件　传统反应堆保护装置为模拟式的，基本器件有：①逻辑元件。是逻辑装置的基本单元，有继电器构成的有触点逻辑元件、磁性固态组件构成的磁逻辑元件（早期核电厂上用）和集成电路构成的固态逻辑元件。复杂的逻辑处理多半采用固态逻辑元件。②隔离部件。它使输出端的任何可能故障都不影响输入端所连接的设备的工作。可采用继电器式的线圈与接点隔离或接点间隔离；电流、电压变换器式的电磁隔离，以及光电耦合器式的光电隔离。上述方式均能做到两侧没有电气上的公共端。

数字化反应堆保护系统采用微处理器、光纤数据通信作为逻辑处理和数据传输的主要器件，有别于现有的模拟式硬接线的反应堆保护装置。

fanyingdui cailiao

反应堆材料

（reactor material）　用于建造反应堆的材料，包括核燃料、冷却剂材料、慢化材料、结构材料、控制材料、屏蔽材料等。反应堆材料除了应具有一般工程材料所具有的性能外，还应有良好的核物理性能，以及能很好地与反应堆环境相容的特性。对反应堆材料的研究主要着重于其核物理性能、辐照效应、化学相容性，以及与各种应用有关的性能研究。这种研究大大拓宽了材料科学技术的发展和应用。

核燃料　反应堆中使用的易裂变材料有 ^{235}U、^{233}U（铀）和 ^{239}Pu（钚）的金属、合金材料或其氧化物、碳化物、氮化物等陶瓷材料，包括铀、金属铀、二氧化铀、碳化铀、钚、铀钚混合陶瓷燃料、铀钍混合陶瓷燃料等。二氧化铀是轻水反应堆使用最广的一种陶瓷核燃料。此外，核燃料还有弥散燃料和液态燃料之分。（见核燃料）

冷却剂材料　用于导出反应堆内核裂变产生热量的工作介质材料，主要有气态和液态两类。常见的液态冷却剂材料有水、重水，以及液态金属钠、钠钾合金、铋、铅铋合金等。常见的气体冷却剂材料有二氧化碳（CO_2）、空气和氦气（He）等。（见反应堆冷却剂材料）

慢化材料　在热中子反应堆中用于将裂变中子慢化成热中子的材料，也称慢化剂、减速剂（见中子慢化）。常用慢化材料有固态和液态两类，固态慢化材料有石墨、铍及氧化铍，常用的液态慢化材料有轻水及重水。此外，还有有机慢化材料。对于慢化材料，除了要求其具有优良的核性能外，还要求其有良好的工程使用性能。（见反应堆慢化剂材料）

结构材料　包括堆芯结构材料、燃料（棒）包壳材料，以及反应堆压力容器、驱动机构材料等。选择商用反应堆结构材料时，应考虑其强度、韧性、耐腐蚀性及铁素体钢抗辐照脆化的性能。核安全级高韧性低合金钢、不锈钢、镍基合金等广泛用作堆芯结构材料和反应堆压力容器材料，锆合金广泛用于燃料（棒）包壳材料和燃料组件结构材料。

控制材料　用于制造控制反应堆反应性的控制元件材料，此类材料具有强吸收中子性质。这类材料有铪、银-铟-镉合金、含硼材料和稀土材料中的钐、铒、铕、钆，以及它们的某些氧化物和碳化物。（见反应堆控制材料）

屏蔽材料　反应堆结构中用于减弱各种射线、避免使工作人员及设备遭受辐照损伤的设施所用的材料，主要有铅、铁、硼、重混凝土、水、含硼石墨等材料。（见反应堆屏蔽材料）

fanyingdui cailiao fuzhao xiaoying

反应堆材料辐照效应

（irradiation effect of reactor material）　主要指反应堆结构材料、金属材料和石墨等，它们在经受中子和γ（主要是中子）辐照后，性能会产生一定的改变。

辐照对材料性能影响机理　材料受能量大于 1MeV 的快中子辐照时，其中被中子撞击的原子会产生离位现象。在串级碰撞后，材料中会出现缺陷群组成的离位峰，同时空位和间隙原子分别通过聚集、崩塌还会形成错环、堆垛层错等。因为这些缺陷周围的应力场比较大，致使位错通过较难，从而引起材料硬化，并伴生脆化。同时，因材料离位峰内间隙原子非常密集，在它们的剩余能和碰撞能的作用下，足以使局部微区迅速升到很高温度。所以与离位峰伴生的还有热峰，但因热峰体积很小，紧接着温度又急剧下降，这如同淬火，也会造成材料硬化和脆化。金属材料受辐照引起的硬化和脆化效应，有时也称辐照损伤。金属材料随中子注量率的增加而增加，但又随温度增加而复原。此外，材料性能变化也可能由热中子辐照引起。热中子可能被材料中的原子吸收从而蜕变。^{10}B 原子受到中子轰击后发生（n，α）反应生成 Li 和 α 粒子；或者 ^{58}Ni 吸收中子后先转变成 ^{59}Ni，然后由于（n，α）反应生成 ^{55}Fe 和 α 粒子，α 粒子俘获电子后生成

氦气。缺陷的集合和氦气泡的形成对材料物理性能（密度、电导率、热导率、弹性模量等）、化学性能（如镍变成铁）和力学性能（强度、塑性、韧性、持久强度、蠕变强度、疲劳强度等）都有很大影响。

辐照对金属结构材料性能的影响 不同材料影响有所不同。

辐照对锆合金的影响 在辐照后屈服强度急剧升高，延伸率下降。辐照使强度和延性发生变化的程度取决于温度和辐照剂量。辐照强化随中子注量率增加而显著增大，由于温度升高又使其减小。在这一对相反的效应中辐照强化具有决定性的作用。一般认为强度变化大致在快中子注量率为 $10^{21}\sim10^{22}\,n/cm^2$ 时趋向饱和，而延伸在快中子注量率为 $3\times10^{19}\sim1\times10^{20}\,n/cm^2$ 时达到饱和，总伸长约在快中子注量率为 $5\times10^{20}\,n/cm^2$ 时达到饱和。此外，辐照对锆合金的蠕变性能也有显著影响。总的趋势是蠕变速率往往成数量级增加，但第二阶段的蠕变速率长期稳定增长。

辐照对铁素体钢（碳钢、低合金钢）的影响 辐照一般使铁素体钢抗拉强度略有升高，塑性下降，延伸率下降最显著，而断面收缩率下降较少。辐照对这类钢最重要的影响是韧性降低，脆性转变温度增高，上平台能量降低。这对铁素体钢用于反应堆压力容器是极不利的。为了改进铁素体钢的使用，除改善其组织，使钢中的杂质和气体含量减少、组织均匀外，尤其是要对铜（Cu）、镍（Ni）、磷（P）三种元素进行控制。一般要求核容器用钢中的铜（Cu）含量应低于0.1%。Ni对抗辐照性能影响较大，因此在合金中除必需的合金元素成分外，减少Ni的含量对核容器钢是有利的。此外，对核容器钢中的磷（P）、硫（S）含量要尽可能减少，推荐 $P\leqslant0.012\%$，$S\leqslant0.015\%$。

辐照对石墨的影响 辐照会引起石墨抗压和抗弯强度增加，热导率和电导率降低。辐照加快石墨的蠕变。石墨受到辐照后，在尺寸上也会发生各向异性的变化；但辐照温度很高时，有足够的移动能力使任何原子位移回到平衡位置。辐照对石墨的效应主要是潜能。在低温辐照时产生的原子位移会使石墨中积聚大量能量。这个能量在石墨加热到500℃以上时，由于原子位移复位而释放出来。当辐照中子注量率达到 $10^{20}\,n/cm^2$ 时，潜能可达到150J/g。如果这些能量突然释放出来，将烧坏堆内构件。保持石墨工作温度在500℃以上（如高温气冷堆）可避免这种辐照的破坏效应。

fanyingdui chuanre

反应堆传热

（heat transfer in reactor） 传热学理论在反应堆工程及其安全学科中的具体应用，是研究热量在反应堆系统中传递规律的一门学科。它解决热量在堆内如何传递和如何传输到堆外的问题，并确定堆内各部件和冷却剂的温度场。

堆内热量来源于堆内核裂变过程释放的裂变能，因此，反应堆能够发出的最大功率基本上取决于安全地传输堆内产生的热量的能力。如果反应堆传热问题处理不当或这种热量不能及时排出，则将导致反应堆内结构因温度过高或热应力过大而破坏，甚至导致燃料元件烧毁的严重后果。此外，反应堆传热设计的优化与提高核能利用效益密切相关。因此，研究反应堆传热对确保反应堆系统安全、可靠地运行和改善核电经济性等方面都有着重要的意义。

堆内热量交换一般存在三种机制，即热传导（导热）、热对流（对流换热）和热辐射。在已运行的多数反应堆系统中，堆内热量交换主要以热传导和热对流两种方式进行。但在高温气冷堆中，热辐射可成为实现堆内热量传递的重要途径（见高温气冷堆核电厂），即热量可借助热辐射方式从燃料元件传递到石墨慢化剂，然后又通过热对流方式将石墨中热量传输给反应堆冷却剂氦气。此外，当反应堆发生严重事故时，堆芯辐射传热的作用将增强。对于采用固体燃料元件的反应堆，还须通过反应堆冷却剂的循环将热量传输出来，这就是堆内输热过程。因此，反应堆传热问题主要涉及堆内导热、对流换热（见堆内换热）和输热三种过程。

反应堆传热问题基本上可借助传热学的基本理论和所发展的方法加以解决。但随着核电技术的发展，从安全性和经济性两方面来看，不仅要求各种工况的传热分析具有更高的精确度，而且对传热研究也提出一些崭新的课题，例如轻水堆核电厂堆芯裸露后再淹没过程和堆芯熔化过程的传热研究等（见反应堆热工实验）。因此，虽然传热的基本原理没有变化，但更好的分析方法、更先进的实验技术和不断积累的研究结果正在推动着反应堆传热（包括传热学本身）这一学科不断有新的发展。

参考书目

Wen-Jei Yang and Yasno Mori. Heat Transfer in High Technology and Power Engineering. Washington: Hemisphere Pub. Co., 1987.

fanyingdui dongtaixue

反应堆动态学

（reactor kinetics） 研究核反应堆内中子注量率随时间变化的规律和产生这些变化的物理原因的物理学分支学科。

按动态过程的时间特征，可将反应堆动态所涉及的问题大致分为三类：①瞬变过程。如反应堆的起动、反应堆的功率调节，以及反应堆事故所引起的各种瞬变过程等。②慢瞬变过程。如裂变产物引起的中毒、氙振荡等。这些过程进行得较为缓慢，往往长达小时、天的量级。③长期变化。如反应堆的燃耗、核燃料的转换与增殖（见转换比）等。这些变化是十分缓慢的，往往是以月、年累积计算的。反应堆动态学主要是研究第一类瞬变问题。对慢瞬变、长期变化过程，常采用分阶段的静态分析方法。

由于反应性的变化而引起反应堆内中子注量率随时间的瞬时变化，往往由一组反应堆动态方程来描写。在工程上，为了描述方便起见，常采用点堆模型，即认为反应堆内各点的中子密度随时间变化的规律是一致的，而与空间位置无关。考虑缓发中子的点堆动态方程可以表达如下

$$\begin{cases}\dfrac{dN}{dt}=\dfrac{\rho-\beta}{\Lambda}N+\sum\limits_{i=1}^{I}\lambda_i C_i+S & (1)\\[2ex] \dfrac{dC_i}{dt}=\dfrac{\beta_i}{\Lambda}N-\lambda_i C_i,\ i=1,2\cdots,I & (2)\end{cases}$$

式中 N 为反应堆内中子密度；ρ 为反应堆的反应性；$\beta=\sum\limits_{i=1}^{I}\beta_i$ 是缓发中子所占裂变中子数的总份额；β_i 代表第 i 组缓

发中子的份额（见裂变反应）；λ_i为第 i 组缓发中子先驱核的衰变常数，缓发中子是由几种高激发的裂变碎片（即先驱核）在经过 β 衰变后的核跃迁过程中释放出来的；Λ 为反应堆平均每代中子时间；C_i 为第 i 组缓发中子先驱核浓度；S 为外中子源密度。

方程（1）表示反应堆内中子密度随时间的变化率是由裂变所产生的瞬发中子、缓发中子及外源所产生的中子引起的。方程（1）右端第一项代表单位体积内瞬发中子的净产生率，右端第二项代表单位体积内各先驱核在单位时间内衰变所产生的缓发中子总数。方程（2）描写反应堆内先驱核浓度随时间的变化。方程（2）右端第一项代表因裂变而产生的先驱核浓度的增加率；右端第二项代表该先驱核因衰变而造成其浓度的减少率。缓发中子的延发性质对反应堆的动态特性有重要影响。

在反应性 ρ 为常数的情况下，反应堆内中子密度的变化与反应性 ρ 有一个简单关系，这一关系常用反应性方程或倒时方程表示。可以证明，在 ρ 发生阶跃变化，由 0 变为常数 ρ_0 时，方程（1）、（2）的解是诸指数项之和，$N(t)=\sum_{j=0}^{I}A_j e^{\omega_j t}$，其中，$A_j$ 为各指数项的系数，由初始条件决定。ω 满足方程式 $\rho_0=\Lambda\omega+\sum_{i=1}^{I}\frac{\beta_i\omega}{\omega+\lambda_i}$，即满足反应性方程或倒时方程，它是联系 ρ_0 与 ω 的关系式。这个方程有（$I+1$）个根，其中 I 个根为负实数，而另一个根为符号与 ρ_0 符号相同的实数。当 ρ_0 为正值时，倒时方程有一个正根。此时式中除一项 $A_0 e^{\omega_0 t}$ 外，所有的指数项都是随时间而衰减的。因而，当时间足够长以后，堆内中子密度的变化主要由第一项来决定，即 $N(t)\sim A_0 e^{\omega_0 t}$，其中，$\omega_0$ 的倒数 $\frac{1}{\omega_0}$ 称为反应堆周期 T（也称反应堆时间常数），它代表当瞬变项衰减后，反应堆内中子密度变化 e 倍所需的时间。倒时公式如果用反应堆周期来表示，则有 $\rho_0=\frac{\Lambda}{T}+\sum_{i=1}^{I}\frac{\beta_i}{1+\lambda_i T}$，反应性可根据此式用测得的反应堆周期 T 来衡量。在实际应用此公式时，考虑缓发中子初始能量和瞬发中子初始能量的不同，需要修正 β_i，用 $(\beta_i)_{eff}$ 来代替。对于热中子反应堆，$(\beta_i)_{eff}$ 一般大于 β_i；对于快中子反应堆，$(\beta_i)_{eff}$ 可能大于 β_i，也可能小于 β_i，根据具体情况而定。

在普遍的情况下，ρ 是随时间变化的，则点堆动态方程是一个非线性的微分方程。它的求解一般采用数值解法。在有反馈的情况下，需要知道反应堆内各种参数变化所引起的反应性的变化，它用各种反应性系数来表征反应性随各种效应变化的变化率。同时要匹配一些反映该参数随时间与反应堆功率变化关系的方程组（反应堆热工水力学方程等），联立求解。涉及这些动态问题时，往往称为反应堆动力学（reactor dynamics）。

当中子注量率的空间分布发生局部激烈变化时，点堆动态方程不适用解决这类动态问题，需要解空间时间相关的中子动态方程，该方程一般是很复杂的。它的求解只能采取数值计算方法，或半数值的近似方法，在近似方法中，常用的方法有因子分解法（或称准静态方法）和综合法。

fanyingdui jiegou lixue

反应堆结构力学 （reactor structural mechanics）

应用工程力学一般原理和方法研究反应堆工程所涉力学问题的学科。反应堆结构力学主要内容涉及固体力学、流体力学、材料学、传热学和土壤结构力学等有关领域。

研究内容 反应堆结构力学主要研究对象为反应堆工程中的结构、设备和管系，主要研究内容有：

（1）应用热弹塑性、热黏弹性和极限载荷的理论来分析反应堆工程中各种设备和部件（如反应堆燃料元件、固体慢化剂、反应堆支承结构、反应堆压力容器、管系和安全壳等）的应力、变形、稳定性和极限载荷。

（2）分析反应堆工程中各种设备和部件在机械和热循环载荷作用下的应力与应变的稳定性和疲劳。

（3）分析反应堆压力容器、燃料元件和管系中裂纹的扩展和断裂。

（4）分析反应堆工程中部件和管系在流体压力脉动、中子脉动、热冲击、地震和失冷载荷作用下的动态响应，其中包括反应堆工程部件的力学性能、流体和结构的相互作用，以及土壤和结构的相互作用等问题。

（5）对将要发展的核聚变反应堆的第一壁结构和电磁结构作结构力学分析。

（6）对反应堆结构力学分析计算结果需按规范逐条评定。

研究分析步骤 一般可分为工况和载荷的确定、选定分析方法和模型，以及对计算与结果进行评定等阶段进行。

工况和载荷的确定 在压水堆结构力学分析中，考虑的工况或瞬变是比运行瞬变保守的设计瞬变。设计瞬变分设计工况、正常工况、异常工况、紧急工况、事故工况和试验工况。由于管系和设备功能不同，涉及的工况和对应的载荷，以及热工参数也有差异。通常是按安全标准、设计思想和运行经验，由分析反应堆热工-水力学的部门提供一个比运行工况偏于保守的工况作为分析中考虑的工况，同时应提供与此工况相应的发生次数、温度、压力载荷和热工参数作为分析依据。

工况确定后，应确定与设计工况相应的设计载荷，包括内压、螺栓力、弹簧力或阻尼器的反力、重量和运行基准地震载荷等。而作为详细结构设计依据的正常、异常、紧急和事故工况又统称为使用工况，其相应的载荷称为使用载荷，使用载荷指冷却剂温度和压力变化所产生的温度和压力载荷、冷却剂流动引起的振动、泵阀传递的机械振动、失水事故时主管道破裂引起的载荷等。其中地震载荷分为运行基准地震（OBE）载荷和安全停堆地震（SSE）载荷两种，运行基准地震载荷在设计载荷和异常工况中考虑，安全停堆地震载荷在事故工况中考虑。对安全壳，还要考虑龙卷风、安全壳附近的爆炸、内部飞射物和飞机坠毁等事故载荷。

选定分析方法和模型 反应堆结构力学中采用解析法、有限差分法和有限元法，有时也借助于实验力学的方法，其中广泛应用的是有限元法。许多通用的线性和非线性结构有限元计算机程序和反应堆核工程的专用计算机程序已被开发出来，利用这些程序，能自动划分网格、计算稳态和瞬态温度场、应力场，进行应力、疲劳、断裂和蠕变的分析和评定、模态分析和动态响应分析。这些计算机程序还能解决燃

料元件及高温堆设备和管系的热应力和蠕变分析问题；利用其动态响应分析的功能，能求出频率、振型和加速度，也可采用直接积分法求出位移、速度、加速度和动应力时程。力学模型以压水堆为例，在静态和准静态应力分析中，安全壳、压力容器、堆内构件、燃料棒、蒸汽发生器、稳压器和主泵的壳体均简化为轴对称问题，吊篮底板、蒸汽发生器的管板等视为具有折算弹性模量和折算泊松比的当量实心板，燃料组件、蒸汽发生器传热管和管系视为梁，弹性压紧环和密封环等视为环，安全壳的模板视为板，其墙和柱视为柱。另外，在动态响应分析中，对浸入水中的工程部件要计入附加水的质量。对这些问题的处理，有考虑流体结构耦合效应的柔性壁解和不考虑流体结构耦合效应的刚性壁解，后者偏于保守。对于快中子增殖堆，流体和结构的耦合问题显得很重要。

通常，反应堆结构力学中采用的力学计算模型，在考虑整体效应时采用线弹性解，考虑局部效应时采用非线性的几何关系和材料性质。

计算与结果评定　针对具体的研究对象和研究内容，采用选定的计算方法，计算不同工况和载荷下研究对象的力学性能、应力、蠕变和动态响应等。计算分析结果按应力分类和按不同的工况、不同的失效形式进行评定。反应堆结构力学计算与结果评定要遵守国家核安全监管机构颁布的安全导则和工程规范，分析结果应符合安全导则的要求并按规范逐条评定。

fanyingdui kongzhi cailiao

反应堆控制材料　(reactor control material)　用于制造具有显著吸收中子特性以控制反应堆反应性的控制元件和液体中子吸收剂的材料，也称中子吸收材料。

对反应堆反应性的控制，一般采用将强中子吸收材料制成控制元件或液态中子吸收剂后放入堆芯的方法，其形式有固体棒束控制、液体中子吸收剂控制和固体可燃毒物控制三种。固体棒束控制通常用银-铟-镉(Ag-In-Cd)合金、碳化硼和铪等中子吸收材料做成棒状或板状控制元件，并将其插入或提出堆芯进行反应性控制(见压水堆控制棒驱动机构)。液体中子吸收剂(硼酸溶液、硝酸钆溶液)及固体可燃毒物(如硼硅酸盐玻璃、硼化锆和氧化钆)控制则直接将这种元件和液体中子吸收剂加入堆芯进行控制。液体中子吸收剂控制是通过改变其在冷却剂中的含量进行的，固体可燃毒物随着燃料的燃耗而消耗，对于压水堆，由于要求控制的反应性大，通常采用棒束控制、液体吸收剂和固体可燃毒物联合控制。

控制材料最重要的性能是中子吸收截面必须足够大，常用的中子吸收材料有硼(B)、铪(Hf)、银(Ag)、铟(In)、镉(Cd)和钆(Gd)等材料或含这些材料成分的合金与化合物。以上几种材料元素的中子微观吸收截面及其中子能量有关的共振吸收峰见表。

硼　常用含硼材料有：①碳化钢。在高温气冷堆中，熔点为2450℃，密度为2490kg/m³，不受酸和碱的侵蚀，但不耐高温水腐蚀。在沸水堆中，常用碳化硼粉末包以不锈钢做成十字形控制棒，而在快中子堆中，则常用碳化硼烧结块包以不锈钢做成控制棒组件。由于硼受辐照后产生氦，因此这种控制棒要考虑棒的肿胀问题。②硼硅酸盐玻璃。常用Pyrex玻璃，热膨胀系数小，耐热性好，制造容易，价格便宜，但辐照肿胀率较大。它常用作压水堆固体可燃毒物。③硼化锆。将硼化锆粉末均匀地喷涂在核燃料芯块的表面上作为固体可燃毒物的工艺，已被用于先进压水反应堆上。④硼不锈钢。含硼3%以下的硼不锈钢用于气冷堆的安全棒、粗调节棒和展平堆内中子注量率分布用的吸收棒。含硼的不锈钢板也已用于核电厂乏燃料储存池中的中子吸收剂。⑤硼酸溶液。一般用于压水堆核电厂，通过改变慢化剂中所含硼酸浓度，以补偿由于反应堆冷却剂温度变化等而引起的堆芯反应性慢变化或补偿负荷跟踪运行的反应性变化。

铪　密度为13 300kg/m³，熔点为2150℃，热中子吸收截面不大，但在共振能区有许多吸收峰，因此是一种核性能很好的反应堆控制材料。铪吸收中子后先后生成六种稳定同位素(见核素)，它们均有较高的吸收中子能力，因此使用很长时间仍保持其吸收中子能力。主要缺点是价格高。

银-铟-镉(Ag-In-Cd)合金　其中子吸收能力与铪相当，且对各种能谱的中子均有效，密度为10 170kg/m³，熔点为775～825℃，力学性能适中，耐高温水腐蚀，耐辐照，被广泛地用于压水堆的控制棒材料。

钆　中子吸收能力极强，常以钆的化合物形式使用。压水堆中已采用含有Gd_2O_3的燃料棒作可燃毒物棒，它被直接

几种常用元素的中子微观吸收截面及其共振吸收峰

元素	主要核反应	丰度(%)	微观吸收截面 σ_a (b)	
			0.025e	共振吸收峰的 σ_a 及对应能量(cV)
$^{10}_{5}B$ (^{n}B)*	10B(n，a)7Li	18.8	3837 760	
$^{107}_{47}Ag$ $^{109}_{47}Ag$ (^{n}Ag)	(n，γ)	51.4 48.6	35 92 66	1225(16.6)，466(42) 25 720(5.1)，174(31)
$^{113}_{48}Cd$ (^{n}Cd)	(n，γ)	12.3	2000 2550	63 415(0.175)
$^{113}_{49}In$ $^{115}_{49}In$ (^{n}In)	(n，γ)	4.3 95.7	12 203 196	1977(2.7) 2926(1.46)，867(3.8) 1044(9.1)
$^{155}_{64}Gd$ $^{157}_{64}Gd$ (^{n}Gd)	(n，γ)	14.7 15.7	61 000 240 000 3600	8500(2.7) 3540(6.4) 6370(17)
^{174}Hf ^{176}Hf ^{177}Hf ^{178}Hf ^{179}Hf ^{180}Hf	(n，γ)	0.16 5.2 18.5 27.1 13.8 35.2	400 30 370 80 65 10	900 8090 1610 500 18

* 元素栏内带括号的为天然元素。微观吸收截面栏内带括号的数据为对应能量。

布置在燃料组件中，因而展平功率分布效果好。重水堆中采Gd_2NO_3溶液作为紧急停堆的注射溶液。

fanyingdui lengqueji cailiao

反应堆冷却剂材料 (reactor coolant material) 用于冷却反应堆堆芯，并将堆芯中释放来的热量带出反应堆的工作介质。反应堆冷却剂的主要技术要求是：①具有良好的热物理性质（比热容大、密度高、热导率大、熔点低、沸点高、饱和汽压低等），以便在较小的传热面积情况下，从堆芯带出较多的热量；②热中子吸收截面小（特别对热中子反应堆），感生放射性弱；③黏度低，以使反应堆冷却剂泵（见压水堆轴封式冷却剂循环泵）耗功小；④在反应堆中有良好的热稳定性和辐照稳定性；⑤与核燃料和结构材料有良好的相容性；⑥价格便宜，容易获得。

热中子反应堆常用的冷却剂材料有轻水、重水、二氧化碳和氦气等；快中子反应堆常用冷却剂材料为液态金属钠。各种反应堆冷却剂材料性能见表。

各种反应堆冷却剂材料性能

性能 \ 材料	轻水	重水	二氧化碳	氦	钠
分子式	H_2O	D_2O	CO_2	He	Na
分子量	18.06	20.03	154.2	4.0	22.98
密度 (g/cm^3)	1	1.10			0.832
黏度 [kg/(h·m)]	0.2975	0.327	0.120	0.1394	
饱和汽压 (mmHg*)	7.98×10^4 (589K)	8.22×10^4			
熔点 (℃)	0	4			97.8
沸点 (℃)	100	101			881.0
比定压热容 c_p [J/(g·℃)]	1.54	1.68	0.283	1.245	0.302
热导率 [W/(m·K)]	0.5088	0.5088	0.0567	0.275	28.29
熔化热 (J/kg)	333.78×10^3	333.78×10^3	1.625×10^3	1.709×10^3	113×10^3
吸收截面 (b)	0.66	0.0011	0.0049	0.007	0.400

* 1mmHg=133.28Pa。

轻水　在轻水堆中，轻水既作为反应堆冷却剂，又作为中子慢化剂。它的优点是，用于循环冷却剂的耗功小，传热性能好，容易获得；缺点是，中子吸收截面较大，沸点低，为防止反应堆冷却剂系统中设备的腐蚀，需要对水质严格控制，并且要求使用抗腐蚀的材料。

重水　热物理性质与轻水大致相同，它的优点是中子吸收截面小，因此重水堆可用天然铀作核燃料；缺点是价格昂贵。

二氧化碳和氦气　它们的优点是中子俘获截面小，腐蚀作用小，无相变，无毒，容易获得高的反应堆冷却剂温度。用氦作反应堆冷却剂的高温气冷堆，其出口温度可达750℃以上。缺点是传热性能差，密度低，价格较高，且易于泄漏。因此系统要求有较高的气密性。

液态金属钠　过去曾采用钠-钾合金，现已很少采用。液态金属钠具有良好的传热性能，比热容适中，因此是快中子增殖堆良好的冷却剂。但由于其热中子吸收截面大，故一般只用于快中子增殖堆。它的缺点是在空气中会强烈燃烧，与水会发生强烈释热反应，因此要求系统有良好的密封性。

fanyingdui lengqueji guandao

反应堆冷却剂管道 (reactor coolant piping) 连接反应堆冷却剂系统主要设备的管道。也称主管道。反应堆至蒸汽发生器之间的管道称为热段，蒸汽发生器至主泵之间的管道称为过渡段（AP1000先进压水堆核电厂主泵与蒸汽发生器一体，无过渡段），主泵至反应堆之间的管道称为冷段。主管道是包容反应堆冷却剂重要的压力边界，属于核安全1级、抗震Ⅰ类设备。

主管道的功能是在主泵驱动下输送反应堆冷却剂，以形成反应堆和蒸汽发生器之间的强迫循环。在额定工况下，主管道内冷却剂的平均流速必须小于18.3m/s，其结构材料、尺寸、几何形状的选择应有利于降低管道的腐蚀和侵蚀速率。主管道的内径一般为700～800mm。有些核电厂的设计，主管道的热段、过渡段、冷段采用同一尺寸的内径；但比较多的核电厂，内径选用三种不同的尺寸，通常过渡段的尺寸最大，以改善主泵的吸入条件。

主管道由直管段、弯头和主管道上的接管组成。主管道的材料一般选用奥氏体不锈钢或锰钼镍低合金钢（内表面堆焊奥氏体不锈钢），直管段可采用锻造或离心浇铸法制造，弯头可用砂箱浇铸或两半焊制作。也有采用直管段和弯管整体锻造工艺。为减少主管道在现场的焊接和安装工作量，部分主管道部件之间焊接以及所有接管与主管道之间的焊接预先在车间内完成。

主管道双端剪切断裂引起的反应堆失水事故是假想的核电厂设计基准事故。若设计中应用先漏后破原则，即管道系统不存在水锤，不会发生疲劳失效，管道设计对可能发生的腐蚀已有足够防护措施和有可靠的泄漏探测手段情况下，在出现管道泄漏信号时，有足够的时间对其进行处理，管道不会发生双端失稳断裂状况。此时可不必考虑管道破裂产生的动力效应，即不必设置防甩装置和喷射流冲击屏蔽设施。

fanyingdui lengqueji xitong chengya bianjie wanzhengxing jiandu

反应堆冷却剂系统承压边界完整性监督 (monitoring integrity of reactor coolant system pressure boundary) 在核电厂运行期间，通过安全壳厂房和相关工艺系统的放射性监测，冷却剂收集容器及疏水系统的过程量测量和报警，以及反应堆冷却剂系统泄漏率测量等手段，监测反应堆冷却剂系统承压边界是否破损和破损位置。反应堆冷却剂系统承压边界是三道屏障（燃料包壳、反应堆冷却剂系统承压边界和安全壳）的第二道屏障，包括蒸汽发生器一回路侧。其中蒸汽发生器传热管既是第二道屏障，又局部地起

第三道屏障的作用，因为一旦传热管破损，放射性物质将随蒸汽直接进入安全壳以外的大气。

反应堆冷却剂系统泄漏率测量　分别记录两个时刻（一般取 2h 的时间间隔，时间间隔越长，试验结果越精确）稳压器的水位、容积控制箱的水位以及一回路的平均温度，通过总体积平衡法，计算出一回路的总泄漏率，用 F_p 表示。这种试验是每天定期进行的。试验前不要使控制棒处于插入或提升极限位置，以避免试验期间进行加硼或稀释的操作。容积控制箱（简称容控箱）是上充泵向反应堆冷却剂系统补水的正常硼水水源，因此，试验前还要使容控箱有足够高的水位，试验期间不需要自动补水。根据每天的试验结果，对一回路的泄漏率进行趋势跟踪。以大亚湾核电厂为例，泄漏率的计算公式为

$$F_p = 34.64 \times \frac{N_1 - N_2}{t_1 - t_0} + 35.23 \times \frac{N_3 - N_4}{t_1 - t_0} - 709 \times \frac{T_1 - T_2}{t_1 - t_0} \quad \text{L/h}$$

式中 N_1 为试验初始状态时容控箱的水位，cm；N_2 为试验终止时容控箱的水位，cm；N_3 为试验初始状态时稳压器的水位，cm；N_4 为试验终止时稳压器的水位，cm；T_1 为试验初始状态时一回路的平均温度，℃；T_2 为试验终止时一回路的平均温度，℃；t_0 为试验开始时刻，h；t_1 为试验终止时刻，h。

可识别泄漏率和不可识别泄漏率的监督　当泄漏通过设计措施收集并引导到已标识的容器（安全壳除外），而且流入该容器的总流量可以测量时，则此泄漏率称为可识别泄漏率，用 F_q 表示；上述定义未包括的所有情况下的泄漏率称为不可识别泄漏率，用 F_{nq} 表示。显然，总泄漏率、可识别泄漏率和不可识别泄漏率之间的关系为

$$F_p = F_q + F_{nq}$$

冷却剂可识别泄漏率的监督手段主要有冷却剂的各种疏水箱和收集容器的液位指示，以及某些管道的温度探头的报警装置。稳压器安全阀的泄漏可通过安全阀上游管线的高温报警和稳压器卸压箱水位增加来判断，并通过水位的变化计算泄漏量。冷却剂不可识别的泄漏将通过各种途径释放到安全壳中。其监督手段主要有安全壳地坑水位监测、安全壳放射性气体浓度监测、安全壳压力和温度监测及冷却剂泵隔间收集箱水位监测等。

蒸汽发生器传热管破损监测　蒸汽发生器传热管发生破裂时，具有放射性的反应堆冷却剂漏入二回路，因此对蒸汽发生器传热管破损监测是通过放射性监测的方法实现的，可使用以下三套不同的监测系统。

(1) 蒸汽发生器排污取样监测系统。从蒸汽发生器排污水取样，经降温降压后，进入测量装置，测量其总放射性浓度。

(2) 主蒸汽管道外辐射监测系统。^{16}N 是 ^{16}O 经过堆芯时被活化而产生的，其半衰期为 7.13s，放出强射线。在传热管破裂后，一回路冷却剂漏入二次侧，主蒸汽中就会出现 ^{16}N。测量方法是在主蒸汽管道四周安装辐射探测器。由于蒸汽流速快，因此，当发生传热管破裂时，能够较快反映出来。

(3) 凝汽器真空系统辐射监测系统。通过抽取凝汽器真空系统排放管中的气体，使其进入测量装置，测量气体中的放射性。

上述放射性测量系统是在线监测系统。当所测量的放射性浓度达到或超过预先设定的阈值时，由测量数据处理单元触发相应报警并传送到主控制室。

限值与运行对策　核电厂正常运行期间，对泄漏率和放射性浓度进行连续的趋势跟踪。当其趋势增长时，立即采取相应的查漏和原因调查等行动。运行技术规格书除规定总泄漏率限值外，还另行规定了一个不可识别泄漏率的限值，而且后者的量值远小于前者。这是因为对于位置不能确定的泄漏，无从评估它对安全的影响；或因为即使可以确定其位置，但不能区分出其泄漏率，也就不能监测其发展趋势。当不可识别泄漏率大于 230L/h 时，必须在 4h 之内使处于功率运行或热备用模式的机组后撤到热停堆模式，随后 24h 内还必须将机组后撤到正常冷停堆模式。对于可识别泄漏，要密切监视和分析泄漏的发展趋势，并采取相应对策。反应堆压力容器顶盖法兰有内外两道密封环，当探测到内环有泄漏时，应关闭泄漏探测管线上的阀门，以减少泄漏率，防止密封面被漏流损伤，这种情况下机组最多只允许运行 15 天，然后要停堆更换密封环。当总泄漏率大于 2300L/h 时，必须不延迟地使机组状态后撤，并在 11h 内将机组达到正常冷停堆模式。当蒸汽发生器从一次侧向二次侧的泄漏率大于 44L/h 时，必须在 13h 内将机组后撤到维修冷停堆模式。在蒸汽发生器传热管破裂的事件中，只要裂纹长度不大于 13.5mm，则穿透故障就不可能引起传热管爆裂。这相当于在额定工况下，一次侧向二次侧的泄漏率约为 44L/h。

fanyingdui lengqueji xitong shuiya shiyan

反应堆冷却剂系统水压试验　(hydraulic test of reactor coolant system)　以设计压力 1.25 倍（美国 ASME 规范）或 1.33 倍（法国 RCCM 规范）的压力，对反应堆冷却剂系统（简称主系统）及其有关辅助系统的高压部分进行强度性水压试验，简称主系统水压试验。反应堆冷却剂系统水压试验的目的是检查一回路系统的设备、管道焊缝的焊接和密封件的质量，验证其承压运行时的密封性和安全性，确认从本次试验结束到下次试验实施之前的这段时间里反应堆冷却剂系统在正常运行和设计基准事故工况下是满足核安全要求的。在此试验期间，对主系统及一些核辅助系统（如化学和容积控制系统、低压安全注射系统、余热排出系统等）在反应堆压力容器顶盖未打开且带压工况下进行功能试验，以获得设备的初始运行数据及验证相连系统之间的运行相容性。另外，还要进行水化学调整方面的试验。

主系统水压试验的前提条件包括：所有焊接的或使用法兰连接的系统都必须是完整的，并通过全部必需的无损检验；对反应堆冷却剂环路及其相连接的系统都进行了清洁和冲刷试验；反应堆压力容器已安装堆内部构件；堆内下部构件（也称吊篮）底部已安装临时过滤器，以滞留杂物；压力容器的上封头已装好，其法兰的连接螺栓张紧力符合水压试验要求值；试验所必需的辅助系统、电源和临时设施投运或可用。

试验压力根据规定：由安装好及就位在规定位置的全部部件组成的一回路主系统的试验压力，至少应等于一回路主

系统任何给定部件的最高设计压力的 1.25 倍。系统水压试验时，只有当试验压力至少达到一回路系统任何部件最高压力的 1.33 倍，才允许进行辅助管道水压试验。因为主系统首次水压试验时需要同时对与其相连的安全注射系统管线进行打压试验，因此，主系统首次水压试验的试验压力为主系统设计压力的 1.33 倍。

试验温度是根据设计限值规定必须大于设备（如蒸汽发生器管板）的脆性转变温度 $T_{NDT}+33℃$。通过将反应堆冷却剂泵（主泵）首次投入连续运行，机械能转化为热能，对核蒸汽供应系统加热到要求的试验温度。如果在冬天，为避免主泵停止后因系统散热使温度下降到 $T_{NDT}+33℃$ 以下，一般在试验前将主系统温度提升至 60℃以上。

主系统水压试验使用除盐水进行，试验开始后用上充泵使反应堆冷却剂的压力分若干台阶逐级升高，在每一个压力台阶上都要对设备、管道的焊缝和密封部件进行检查。当压力到达上充泵的上限时，将切换至水压试验泵运行，继续将压力升高到试验值，在此压力台阶上至少维持 10min 后才能进行检查。当水压试验边界内所有设备、管道的焊缝和外表面及压力容器 O 形环无任何泄漏时，就认为试验结果满足设计要求。在检查结束后就可以降压，为避免压力失控，升压和降压速率要控制在 0.4MPa/min 以内，为此要保证两路独立的外电源供电。

fanyingdui linjie

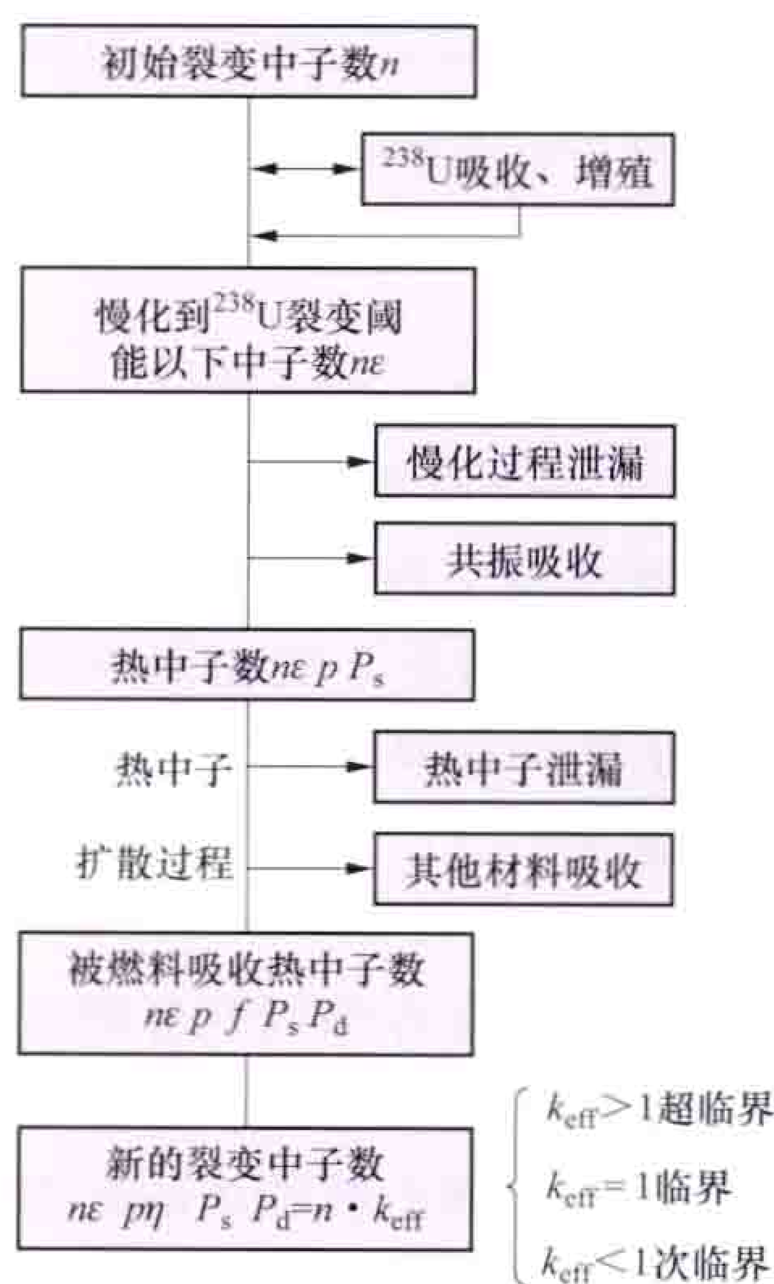
反应堆临界

（reactor criticality） 反应堆内，中子的产生率和消失率之间保持严格的平衡，使链式裂变反应得以恒定的速率持续地进行下去的工作状态。具有给定几何布置与材料组成的堆芯或装置能够达到临界所需的最小尺寸，称为临界尺寸或临界大小。临界反应堆内核燃料的装载量，也就是维持自持链式裂变反应所需的易裂变物质的最小质量，称为临界质量。一座反应堆的临界质量通常指反应堆堆芯中没有控制棒和化学补偿毒物情况下的临界质量。反应堆的临界质量取决于反应堆的类型、材料成分、几何形状和结构等条件，但对于任何一个特定的反应堆系统，它是一个确定的数值。例如，用 ^{235}U 作燃料的反应堆，其临界质量可以小于 1kg，大到 200kg。前者是含有 ^{235}U 富集度为 90%左右的铀盐溶液系统的临界质量，后者是天然铀石墨反应堆中所含的 ^{235}U 质量。

临界条件　反应堆的临界条件可以通过增殖因数表示。增殖因数是指反应堆中新生一代的中子数与产生它的直属上一代中子数之比，或中子的产生率与中子的消失率之比，通常用符号 k 表示。在反应堆系统内，中子主要是由于易裂变物质的裂变反应产生的。中子的消失有两种途径，即在反应堆内被吸收和从反应堆表面泄漏出去。增殖因数又分为无限增殖因数和有效增殖因数。

（1）无限增殖因数。假想的无限大增殖介质的增殖因数，通常用 k_∞ 表示。对于无限大系统，没有中子泄漏损失，中子由核裂变产生，并且仅由于被系统内各种材料的吸收而损失。热中子反应堆的无限增殖因数可用 $k_\infty=f\eta\varepsilon p$ 表示，其中 f 为热中子利用因数，它是被增殖介质内所有材料吸收的热中子中，燃料所吸收的份额；η 为每次吸收的中子产额，它是燃料每吸收一个热中子后由于裂变而释放的快中子平均数；ε 是快裂变因子，它是在无限介质中由各种不同能量中子引起裂变产生的平均中子数与仅由热中子引起裂变产生的平均中子数之比；p 为逃脱共振吸收概率，它表示中子在慢化过程中逃脱共振吸收的份额。$k_\infty=f\eta\varepsilon p$ 称为四因子公式，它是反映系统材料增殖特性的重要参数。四因子模型在早期热中子反应堆的计算与分析中被广泛地应用。

（2）有效增殖因数。有限大反应堆系统的增殖因数，通常用 k_{eff} 表示。对有限大反应堆系统必须考虑中子的泄漏损失，根据定义，$k_{eff}=k_\infty\Lambda$，其中 k_∞ 为无限增殖因数；Λ 为系统的中子不泄漏概率，它由两部分组成：慢化过程中的不泄漏概率 Λ_s 和热中子扩散过程中的不泄漏概率 Λ_d，即 $\Lambda=\Lambda_s\Lambda_d$。不泄漏概率不仅与系统的材料特性有关，也与系统的大小和几何形状有关。因而，在没有外中子源时，有限大反应堆系统的临界条件是 $k_{eff}=1$，这时反应堆处于稳态，反应堆内中子有一个稳定的分布。若 $k_{eff}<1$，则系统是次临界的，当没有外中子源时，中子注量率就会不断衰减到零。若 $k_{eff}>1$，系统是超临界的，中子注量率将随时间不断地按指数规律增长。图中给出了热中子反应堆内中子平衡关系。



热中子反应堆内中子平衡关系

临界计算　在反应堆物理设计及燃耗计算中，经常遇到的反应堆临界计算的任务可以归纳为以下三类：

（1）给定了反应堆的材料成分，确定它的临界尺寸。

（2）给定反应堆的形状和尺寸（对于动力反应堆，通常由反应堆热工计算给出），确定临界时反应堆的材料成分。一般是确定燃料的 ^{235}U 富集度，或所需控制毒物的数量及其布置。这是工程设计中常遇到的情况。

（3）反应堆的几何形状、大小，以及堆芯内燃料和其他材料成分都已给定，确定临界状态下反应堆的有效增殖因数或反应性、中子注量率的分布。

临界计算是反应堆物理设计的重要部分，除了求出反应堆临界时的体积大小和燃料成分及燃料装载量外，另一个重要的任务是确定临界状态下系统内中子注量率的分布。而堆芯内的释热率或功率的分布是和中子注量率分布成比例的。

反应堆临界计算常用的方法有连续慢化理论（见中子慢化）和分群扩散理论（见反应堆物理计算）。

临界方程　表示反应堆达到临界，维持自持链式裂变反应的条件。上述 $k_{eff}=k_\infty\Lambda_L=1$ 为临界条件。用不同的理论，可以求得关于不泄漏概率的不同表达式。年龄理论的热中子裸堆的临界方程为 $k_\infty e^{-B^2\tau}/(1+L^2B^2)$，单群理论为 $k_\infty/(1+L^2B^2)$，两群理论则为 $k_\infty/[(1+L^2B^2)(1+\tau B^2)]$，其中 L 为热中子扩散长度（见中子扩散）；τ 为中子年龄；$e^{-B^2\tau}$ 或 $1/(1+\tau B^2)$ 是慢化过程的不泄漏概率 Λs；$1/(1+L^2B^2)$ 为热中子扩散过程的不泄漏概率 Λ_d；B^2 为反应堆的几何曲率。

通常把满足上述临界方程中的 B^2 值称为材料曲率，记为 B_m^2。材料曲率 B_m^2 显然只取决于增殖系统的材料成分和特性（如 k_∞、L^2、τ 等），而与系统的几何形状及大小无关。例如，对于单群理论，$B_m^2=(k_\infty-1)/L^2$。引进了材料曲率概念后，反应堆临界条件可简述为：临界时，材料曲率等于几何曲率，即临界方程可以写成 $B_g^2=B_m^2$。

均匀化处理　由于栅格结构的非均匀性，引起燃料和慢化剂内的中子注量率分布不同，并使反应堆物理参数发生变化的效应。非均匀热中子反应堆中，核燃料按规则或周期方式排列，呈栅格结构。在非均匀栅格中，由于燃料块空间自屏效应，燃料块内的热中子注量率比慢化剂中的低，使得热中子利用系数减小。另外，由于空间自屏效应，燃料内共振中子注量率降低，同时由于在非均匀结构内，中子在慢化过程中与慢化剂核碰撞的概率增大，减少了燃料对共振中子的吸收，而使逃脱共振概率增加。这是非均匀堆的一个主要优点。此外，非均匀结构增加了裂变中子与 ^{238}U 核发生快中子裂变反应的概率，使快裂变因子比均匀堆的大。通过合理地选择燃料元件的尺寸和燃料元件间的距离（栅距），在燃料与慢化剂核数比值相同的情况下，可使非均匀栅格的 k_∞ 比均匀反应堆的大。例如，在 1942 年前后，当时只有天然铀可用作核燃料。由天然铀与即使吸收性能很小的慢化剂（如石墨和重水）所组成的均匀系统无法使 $k_\infty\geqslant1$ 而达到临界。但是，进一步分析表明，若将天然铀和石墨组成非均匀系统是可以达到临界的。这就是为什么世界上建成的第一座反应堆是非均匀的原因。

在计算非均匀反应堆时，必须考虑栅格的非均匀效应。①计算考虑非均匀效应影响的非均匀栅格的物理参数。把非均匀反应堆等效成等价的均匀反应堆，称为均匀化过程。②应用均匀反应堆的理论对等效均匀反应堆进行临界计算。

中子注量率　在临界状态时，反应堆内的中子具有稳定的空间分布。它满足波动方程 $\nabla^2\varphi(r)+B^2\varphi(r)=0$，其中，$B^2$ 为方程的本征值；$\varphi(r)$ 为中子注量率空间分布。可以证明，在临界时中子注量率将达到一个稳定分布，它只取决于基态（$n=1$）的最小本征值，其他所有模态（$n>1$）都衰减了。用 B_g^2 表示基态的本征值 B_1^2，通常称为系统的几何曲率。几何曲率与反应堆的几何形状以及尺寸有关。表中给出不同形状裸堆的几何曲率和中子注量率分布。

几何曲率和中子注量率分布

几何形状	尺寸*	几何曲率	中子注量率分布
球形（r）	半径 R	$(\pi/R)^2$	$A=\sin(\pi/R)r/r$
长方体（x，y，z）	边长 a,b,c	$(\pi/a)^2+(\pi/b)^2+(\pi/c)^2$	$A\cos(\pi/a)x\cdot\cos(\pi/b)y\cdot\cos(\pi/c)z$
圆柱体（r、z）	半径 R，高度 H	$(2.405/R)^2+(\pi/H)^2$	$AJ_0[(2.405/R)r]\cdot\cos[(\pi/H)z]$

*　包括外推距离。

实际上，在反应堆堆芯外围都设有反射层。反射层是将从反应堆堆芯逃逸出的中子部分散射回反应堆堆芯的结构。反射层的存在可在不改变反应性的条件下减小该堆芯给定方向上的尺寸，即减少临界质量。

中子注量率不均匀系数　反应堆堆芯内热中子注量率的最大值与堆芯内热中子注量率的平均值之比，通常以 F_q 表示。堆芯内某一点发出的功率是与该点的核裂变反应率 $\Sigma_f\varphi$ 成正比的。当各点宏观裂变截面为常数时，功率分布是与中子注量率分布成正比的。F_q 越大，堆芯内功率分布越不均匀。所以，F_q 是表征反应堆堆芯内热中子注量率分布不均匀程度的一个物理量。对于圆柱形裸堆，F_q 可表示为径向和轴向中子注量率不均匀系数 F_R 和 F_Z，即 $F_q=F_RF_Z$。对于不同形状裸堆，利用表中的中子注量率分布函数可求出 F_q 值：球形裸堆，$F_q=3.27$；圆柱形裸堆，$F_R=2.31$，$F_Z=1.57$，$F_q=3.63$；正方形裸堆，$F_q=3.88$。

对于给定的反应堆，单位体积的最大允许功率输出受到热工条件的限制。因此，为了提高反应堆堆芯总的功率输出，必须采取一些措施使得反应堆内中子注量率分布变得平坦一些，通常称为中子注量率展平。中子注量率展平的主要措施有：①反应堆堆芯核燃料分区布置，将堆芯按径向分布为若干区，每一区采用不同富集度的燃料，这样可以达到径向展平的目的。②在压水堆中，采用化学补偿控制，以减少控制棒的数目与提升和下插次数，从而减少中子注量率扰动与分布不均匀。③控制棒与可燃毒物的合理布置。此外，反应堆堆芯外的反射层也起展平中子注量率分布的作用。

参考书目

连培生．原子能工业．2 版．北京：原子能出版社，2002.

fanyingdui liuti lixue

反应堆流体力学

（reactor fluid mechanics）　研究反应堆内流体（冷却剂）的运动和平衡的规律，以及反应堆流体与反应堆固体材料相互作用的学科。它是反应堆热工学的一个重要组成部分，是流体力学在反应堆中的应用科学（见反应堆冷却剂材料、核燃料、主管道材料）。在 20 世纪 40 年代反应堆出现后，反应堆热工设计技术和有关的理论分析、实验研究迅速发展，形成了反应堆释热、反应堆传热和反应堆流体力学等学科。

基本内容　反应堆流体力学主要包括反应堆中堆内单相流和堆内两相流的基本流动特性、流动压降、流量分配、流动不稳定性和临界流等内容。堆内单相流是系统内只有一种物相的流动，是各种反应堆中最常见的一种流动。堆内两相流系统内有两种物相同时存在的流动，它常见于正常运行情况下的沸水堆各通道和压水堆热通道中，流体受到扰动后所发生的流量漂移或流量振荡称为流动不稳定性。流动压降是指系统内任意给定的两个流通截面间流体静压的变化。而临界流是指系统中流体流出速率达到声速后不再受下游压力下降影响时的流动。

研究方法　对反应堆流体力学问题的研究通常采用理论分析（见反应堆热工水力设计）和实验研究（见反应堆热工实验），并把两者紧密地结合起来的方法。在理论分析中，一般运用连续流体介质的模型，即把流体看成由无穷多个紧挨的连续质点所构成的连续介质。其基本方程是质量守恒、能量守恒和动量守恒方程。根据实际情况

列出初值条件和边值条件后，通常通过编制程序由计算机给出分析和计算结果（数据、图和表格）。在对数学方程处理过程中，往往作适当的简化假设，如假设流体是不可压缩的等。在实验研究中，广泛应用相似准则和模拟原理。

主要特点　反应堆流体力学与反应堆传热有密切的关系，它们共同构成反应堆热工学科。反应堆流体力学不仅研究绝热情况下的流体流动规律，还研究非绝热情况（传热情况）下的流体流动规律，其中包括高热流密度下两相流型不断改变等问题。

发展方向　反应堆流体力学的研究对于核电安全性和核电经济性有重大意义，各国都给予极大的重视。随着反应堆的发展，对反应堆流体力学的理解一直在不断深入，它的研究成果又推动着流体力学的进一步发展。如固有安全性堆型的研究推动着反应堆流体力学中自然循环机理的深入研究发展。

fanyingdui manhuaji cailiao

反应堆慢化剂材料　(reactor moderator material)

热中子反应堆内用作降低快中子能量的材料。在热中子反应堆中引起链式裂变反应的主要是热中子，所以必须将核裂变产生的中子的平均能量约为 2MeV 的快中子慢化成能量为 0.1eV 以下的热中子。

对反应堆慢化剂材料的性能要求是：①慢化中子能力强；②吸收中子少；③与反应堆冷却剂材料及燃料（棒）包壳材料有良好相容性；④核辐照性能稳定，通常用慢化比来全面衡量慢化材料的性能，慢化比 $=\xi\Sigma_s/\Sigma_a$，式中 $\xi\Sigma_s$ 为材料的中子慢化能力；ξ 为中子平均对数能降；Σ_s 为材料的宏观散射截面；Σ_a 为材料的宏观吸收截面。

常用的慢化剂材料有轻水（H_2O）、重水（D_2O）、石墨（C）、铍（Be）、氧化铍（BeO）及某些有机物，其性能见表。

慢化材料的慢化性能

性　能	单位	轻水	重水	石墨	铍
密　度	kg/m^3	1000	1100	1700	1840
微观散射截面	b	49	10.5	4.8	7.0
宏观散射截面	cm^{-1}	1.64	0.35	0.41	0.86
微观吸收截面	b	0.66	0.0026	0.0037	0.010
宏观吸收截面	cm^{-1}	0.022	0.000085	0.00034	0.00123
慢化能力 $\xi\Sigma_s$	cm^{-1}	1.5	0.18	0.065	0.16
慢化比 $\xi\Sigma_s/\Sigma_a$		70	21000	200	130
慢化长度 L	cm	2.88	100	50	9.2
徙动长度 M	cm	6.4	101	54	

轻水　与重水和石墨相比，其慢化能力较大，慢化长度短，这使反应堆体积紧凑。特别是其价格低廉，容易获得。但轻水的中子吸收截面较大，使慢化比下降。因此，轻水反应堆需用低富集铀作燃料。

重水　慢化比最大，它的化学性能与轻水基本相同。重水中氘吸收中子会生成放射性的氚。此外，重水价格昂贵。

石墨　在高温条件下强度高，用气体冷却时可以得到高的反应堆冷却剂温度。其慢化比仅次于重水，常作为气冷堆的慢化剂兼结构材料。

铍和氧化铍　其慢化长度较短，常用于研究性反应堆的反射层。

fanyingdui pingbi cailiao

反应堆屏蔽材料　(reactor shielding material)

屏蔽反应堆的核辐射，保护工作人员和设备免受辐射损伤所用的材料。反应堆核辐射主要是中子辐射和感生的 γ 射线。中子和 γ 射线的穿透能力很强，因此选用的反应堆屏蔽材料主要考虑对中子和 γ 射线的屏蔽。屏蔽材料应具备的特性有：①密度应尽可能大，以衰减 γ 射线的能量；②要含有一定的氢物质以减弱中子能量，并被其他原子核吸收；③在中子慢化和吸收中产生的 γ 射线能量应尽量低；④要有良好的抗辐照性能，即在大的中子注量率下仍保持其结构强度和完整性；⑤应具有良好的导热性能，以便使材料吸收中子或 γ 射线产生的热量易于从屏蔽结构中导出；⑥价格低廉。

在反应堆中使用的屏蔽材料主要有水、有机材料、硼、铁、铅、石墨和混凝土等。由于既要屏蔽中子又要屏蔽 γ 射线，因此，最有效的办法是屏蔽材料组合使用，如水和铁组成的屏蔽。混凝土是很好的生物屏蔽材料，在混凝土中加上铁做成的重混凝土，可以大大增强对快中子和 γ 射线的屏蔽效果；也有在混凝土中加 1% 硼以增强混凝土对中子的吸收。在屏蔽尺寸受限制的场合可以采用铅作屏蔽材料，因为铅的密度为 11 300kg/m^3，是屏蔽高能量 γ 射线最经济的材料。但是铅很软，熔点又低（327.4℃），因此在使用时往往要将铅铸入铁制的包壳中使用。此外，聚乙烯常用于形状比较复杂，且要求易于搬动的场合，一般将其制成颗粒装填到成形的盒子中，用作中子屏蔽，反应堆的顶部就常采取这种办法。铅也可做成铅块，作移动屏蔽使用，但它主要是屏蔽 γ 射线。在快中子堆中，要顾及液钠系统高温及遇水有激烈化学反应，只能采用屏蔽性能较差的含硼石墨或价格更贵的氧化锆或碳化硼，紧靠高温系统承担中子屏蔽功能的混凝土需采用耐较高温度而不丧失其结晶水的蛇纹石混凝土。

fanyingdui regong shiyan

反应堆热工实验　(reactor thermohydraulic experiment)

对反应堆冷却剂系统中可能出现的各种热工流体力学现象用实验的方法进行检测，以研究其内在规律和各参数之间定量关系的学科，是反应堆热工学的一个重要方面。

不同类型反应堆的热工流体力学特性相差甚远，所开展的具体实验项目有很大差别。世界上轻水反应堆发展最为成熟，所开展的有关实验研究项目也最多。其研究发展中出现过两个高潮：①在 20 世纪 70 年代中期，以研究冷却系统主管道大破口事故为主要背景；②在 1979 年 3 月美国三里岛核电厂事故之后的几年，以研究冷却剂系统的小破口事故为主要背景。自 20 世纪 80 年代以来，研究重点是严重事故及先进堆的非能动安全系统。这些研究工作促进了反应堆工艺的完善，推动了反应堆热工理论和计算分析方法的发展，并丰富了汽-液两相流动和传热等新兴学科的内容。

实验内容 按照作用不同，反应堆热工实验可分为基础实验、分离效应实验、整体效应实验、机理性实验四类。

基础实验 研究常见的基本流动和传热现象，其中包括摩擦阻力和局部阻力压降，汽-液两相流的流型及其转变的机理，堆内单相流和堆内两相流，以及固体表面之间的各种传热工况等。在热工分析中，基础实验得出的关系式可以作为基本关系式被引用。

分离效应实验 对从复杂的热工过程中分离出来的现象所进行的专项实验研究，包括流体力学实验和传热实验等项研究。

重要的流体力学实验研究项目有：①堆芯子通道间冷却剂的交混。主要寻找交混的各种机理和相应的计算关系式，并验证子通道分析程序。②两相流的各种流动不稳定性。研究其机理，找出不稳定性边界和消除不稳定性的方法。③高温高压流体的喷放力学。研究两相流体从破口流出时的临界流速、压力波传播和水锤效应等。④竖直和水平流道中的汽-液之间的逆向流动工况。研究两相流体流量之间的制约关系和流动工况。⑤汽流在掠过液膜表面时对液滴的夹带和去夹带造成的液体质量的转移。⑥蒸汽爆炸问题。研究高温的熔融二氧化铀与水相接触，或者钠-钾与水相接触时，发生激烈的化学反应所产生的冲击波。⑦堆芯各平行通道之间的流量分配及流动特性等。

许多两相流动问题都伴随着传热传质效应。为了便于实验和简化分析，常用双组分的空气-水代替单组分的蒸汽-水进行初步的两相流实验研究。这种实验去掉了传热传质的影响，着重观测流动中的力学效应，比较容易找出规律。待得出结论后，再考虑传热传质的影响和其他因素的综合影响。双组分流体的实验往往在接近于常压的系统中进行。这种实验系统造价低廉、观测方便，易于在短期内把实验做得比较充分。

对压水堆来说，重要的传热实验研究项目有：①临界热流密度。尽管临界热流密度关系式已经很多，但由于该量与反应堆的安全性和经济性关系极大，影响因素又多，因此对每一种新设计的燃料组件，都要进行专项实验。用实测的临界热流密度关系式作为设计的依据。②沸腾临界后的传热。包括过渡沸腾、膜态沸腾、缺液区的传热等。这些工况主要出现在失水事故的后期。③堆芯失水后的再淹没传热过程等。

先进压水堆（AP1000）钢制安全壳冷却传热问题、高温气冷堆的气体强化传热问题、钠冷快中子堆的钠-钾合金传热及其相关的工程技术问题，以及各种堆型燃料元件的导热问题等也是重要的实验课题。

整体效应实验 对包含多种效应的热工过程进行的全系统模拟实验，用以观测各种效应之间的相互影响和反馈关系，验证、改进和完善描述该过程的计算机程序。整体效应实验的典型例子有反应堆一回路自然循环实验、反应堆冷却剂系统的小破口和大破口事故实验、堆芯再淹没过程中液滴的夹带和去夹带过程的整体效应实验、严重事故实验、先进压水堆安全壳非能动安全整体实验等。

（1）反应堆一回路自然循环实验。自然循环是一种重要的载出热量的方式，也是反应堆冷却剂强迫循环停止以后，把堆芯热量传到二回路的重要途径。在自然循环中包含的热工流体力学现象有：堆芯传热和两相流动、蒸汽发生器中一回路冷凝传热和凝结水的回流、自然循环停滞和倒流，二回路中的流体流动和传热工况对一回路的影响等。此外，对于一些用作动力的压水堆而言，自然循环与强迫循环间相互转换的瞬态过程研究也有十分重要的意义。

（2）反应堆冷却剂系统的小破口和大破口事故实验。这种实验的规模很大。美国爱达荷（Adaho）国立工程实验室的 LOFA 实验回路是典型的实验装置之一。德国、日本、法国等国也有规模相当大的类似实验设施。

（3）堆芯再淹没过程中液滴的夹带和去夹带过程的整体效应实验。这方面最典型的研究工作是美国、日本和德国三方从 1985 年开始进行的 2D/3D 联合研究计划。该项研究的主要目的是测量全尺寸上腔室的去夹带量，其堆芯装有 2000 个全长度的板状燃料元件。

（4）严重事故实验。在此领域，德国、法国、日本和美国等国家做了较多的工作。研究事故工况下燃料组件及堆内结构的失效行为，主要包括燃料及包壳的熔化，锆-水反应产生氢气，蒸汽的产生及爆炸等；熔化燃料与压力壳结构材料的反应及压力壳的失效行为，以及安全壳的失效行为，主要包括熔化燃料与混凝土结构的反应及混凝土结构的熔穿，堆内的裂变产物、氢气、蒸汽及其他不凝气体在安全壳的流动和安全壳内压力变化，氢气、蒸汽爆炸及蒸汽在安全壳内冷凝和安全壳降温降压等。

（5）先进压水堆安全壳非能动安全整体实验。在此领域，美国普渡大学等多所大学和日本的研究机构，以及美国西屋公司、法国 Areva 公司和日本东芝公司等做了大量工作，主要研究先进轻水堆非能动安全系统，如安全壳非能动冷却系统、非能动堆芯应急冷却系统，以及重力注硼停堆系统的运行安全特性等。

机理性实验 主要目的在于寻求某一现象的内在机理，例如，研究汽泡在加热表面上的生成、长大和跃离的过程，有助于解释沸腾现象；研究汽泡在流道截面上的分布及其运动规律，有助于解释两相流流型的转变和有关传热现象；研究两相流体之间的界面特性，有助于描述两相流体之间的传热传质过程。

模化实验理论 研究如何保证模型实验的结果能应用于原型的理论。模化实验理论是建立在相似准则的基础上的，相似准则是由物理量组合成的无因次量群，其具体形式可以由因次分析法或方程分析法从原型的物理方程中导出。模型和原型工况相似的条件有：①模型和原型几何相似；②方程的单值性条件相同；③模型和原型中的过程都满足相同的准则方程式，而且它们的各定型准则分别相等。如果满足相似条件，模型和原型的待定准则数必然相等，因而从模型实验可以求出原型中的工况。

由于物理过程往往比较复杂，模型和实物难以做到严格相似。在模化实验中，通常只能保证那些影响最大的准则数相等。

热工参数的测量 一般将常规参数测量和专用特殊量测量信号经计算机数据采集系统处理实现对热工参数的测量。

常规参数测量 包括温度、压力和压差、流量等测量。

（1）温度测量。常用的测温元件有热电偶、热电阻和玻璃泡温度计。其中热电偶测温范围宽、探测元件尺寸细小、

便于测量局部温度，在实验中应用最广泛。

（2）压力和压差测量。常用测量仪表有弹簧管压力表、液柱式压差计和压力、压差传感器三类。传感器将压力信号转换成电信号，便于记录和远距离传送，并且其电信号可用于自动控制。性能好的传感器还具有精度和灵敏度高、动态跟踪特性好等优点。

（3）流量测量。测量仪表有流量孔板、蜗轮流量计、转子流量计、涡街流量计、超声波流量计等。

专用特殊量测量　用来测量某些特殊的量。汽（气）-液两相流需要测量的特殊参数最多，其中主要有流速场、焓场、空泡份额、流型的探测，汽泡的尺寸与分布及其运动踪迹、液膜的厚度及其波动、液滴的夹带和去夹带、沸腾起始点的探测等。探测这些量所用的技术和仪表是各式各样的，有些有待进一步开发完善。常见的仪表和测量方法包括：

（1）用X或γ射线衰减法来测量流通截面上的平均空泡份额。它是利用穿过物质的射线束强度的衰减与材料密度有关的原理进行测量的。

（2）用激光多普勒效应测量流速场和温度场。通过流体中运动微粒的散射光的多普勒频移来测定流体速度。这种测量方法准确度高，对流场没有干扰，但限于测量透明的管道和流体，测量装置成本高，技术复杂，有时还需要示踪粒子配合测量。

（3）具有电信号输出的浸没式探测器。它所依据的基本工作原理是，浸没在流体中的两个电极丝之间的电导率，或者两个极板之间的电容，与该处流体中所含的导电流体（水）和不导电流体（气）的相对数量有关。

（4）热丝和热膜风速计。这种测量装置有一个置于流场中的微型热膜探头（直径小于0.1mm），可以响应于流动工况的任何变化。用于测量速度、温度和空泡份额等参数。

（5）光学探头。这种探头是用细玻璃棒制成的，探头端部直径可以小到0.3mm左右。可以利用气体和液体折射率不同的原理来测量局部空泡份额。用两个探头，并配以相关方法，可以测量汽液交界面的移动速度。这种方法可用于非导电流体。

（6）高速摄影。可以记录汽液两相流等复杂热工过程中快速变化的现象，如沸腾时汽泡长大和从加热表面跃离等瞬态过程。

计算机数据采集及控制系统　如果把参数信号变换成统一规格的电信号，输送到计算机的A/D变换器上去，可以实现测量参数的集中快速采集、巡回检测，甚至在线处理。通过这种测量方法，可以加大采集的信息量，提高测量精度，缩短实验周期，使测量水平大大改观。利用先进的计算机控制手段，还可以快速切断实验本体的供电，在研究有温度飞升的对象（如临界热流）时保护实验本体不受破坏。

参考书目

琼斯．核电厂安全传热．贺安全，译．北京：原子能出版社，1988.

杨世铭．传热学．4版．北京：人民教育出版社，2010.

林诚格．非能动安全先进压水堆核电技术．北京：原子能出版社，2010.

fanyingdui regong shuili sheji

反应堆热工水力设计　(reactor thermohydraulic design)

通过对反应堆内释热、热量传输、冷却剂流动压降和流量等方面的计算分析，给出一个优化的反应堆冷却系统方案，以便能安全、经济、有效地导出堆芯内的热量。其主要内容包括反应堆冷却剂类型的选择、堆内冷却方案及冷却剂流动方式的确定、堆内冷却剂流程及通道的设计，以及反应堆热工参数的分析等。反应堆热工水力设计直接影响到反应堆的安全性能和技术经济性能。

反应堆释热功率的大小往往受反应堆热工水力设计的限制。应根据反应堆总体设计的要求，通盘考虑和综合平衡反应堆物理、热工、安全、结构、材料、工艺及辐射屏蔽等诸方面的因素，确定反应堆冷却剂系统的总体设计及其参数。诸如冷却剂压力及其稳压方式的设计，冷却剂自然循环或强迫循环的选择，堆芯及燃料组件内通道形式和尺寸，堆芯冷却剂流量和堆芯出、入口温度等参数的确定。

在设计反应堆冷却剂系统时，为了确保反应堆的安全可靠，需要预先明确规定反应堆热工水力设计必须遵守的要求，即热工设计准则，用以作为反应堆热工水力设计的依据及限制条件。热工设计准则的内容因堆型而异，并随着技术的发展不断地被改进及完善。

对压水堆核电厂在正常运行工况和预期运行事件工况下，反应堆热工水力设计要满足的设计准则主要包括：

（1）堆芯任何位置上的燃料元件表面，都不允许发生偏离泡核沸腾（DNB）现象。为了保证燃料元件不被烧毁，在利用W-3关系式计算临界热流密度q_{cr}时，稳态额定工况取最小烧毁比为1.8～2.2，对于预计的事故工况，要求最小烧毁比不低于1.3。

（2）燃料芯块最高温度应低于对应燃耗下燃料的熔化温度。压水堆大多采用二氧化铀作燃料。二氧化铀的熔点约为2800℃，但经过辐照后，其熔点有所降低。在压水堆目前所达到的燃耗深度下，熔点可降低到2650℃左右。在稳态热工设计中，燃料中心最高温度的限制值一般在2200～2450℃。

（3）不发生流动不稳定性。通常限制堆芯热通道出口处两相流的空泡份额，以防止流动不稳定性。

热工设计准则不但是反应堆热工水力设计的依据，而且也是设计安全保护系统和制定运行规程的依据。热工设计准则还要根据现有的设计水平尽量制定得恰当，既不过分保守，又不偏于危险。随着科学技术的发展、反应堆设计和运行经验的积累，以及堆用材料性能和制造工艺等的改进，热工设计准则可以相应做些修改，使设计的保守性更加合理。

反应堆热工水力设计包括反应堆稳态热工水力设计和反应堆瞬态热工分析两个方面。由于反应堆系统多、现象复杂，通常用全面模拟堆芯及系统热工水力性能的数字计算机程序来完成上述的设计和分析计算。经过核电界的共同努力，已经开发出一批被普遍应用的大型计算程序，如RELAP-5、TRAC程序等，以及更多的专用程序。但是对于新研发的机型，一些重要性能参数，包括临界热流密度、流致振动、流量分配、自然循环能力等，还需要通过试验来验证计算结果。尤其在设计非能动安全系统时，更离不开大

量热工回路试验的验证。

参考书目

林诚格．非能动安全先进压水堆核电技术．北京：原子能出版社，2010.

fanyingdui regongxue

反应堆热工学 (reactor thermohydraulics) 研究反应堆内热能产生、释放及其在反应堆系统内传递的学科，也称反应堆热工流体力学，简称反应堆热工。反应堆作为一种热源，其突出的特点是功率密度比常规的热工系统高得多，而且在反应堆停堆后继续有热量的释放。反应堆热工学的主要任务是确保将正常运行、停堆及各种动态工况下反应堆内的热能安全可靠地载出，并高效地加以利用。反应堆热工学研究的对象是反应堆内热能的释放规律及其在反应堆系统内传递过程中所涉及的传热及流体力学现象。反应堆热工学的内容包括反应堆释热、反应堆传热、反应堆流体力学、反应堆热工水力设计和反应堆热工实验等分支学科。

反应堆释热　研究核反应堆内热能的释放和分布的规律。在反应堆内释放的核裂变能主要以裂变碎片动能、中子动能，裂变产物和中子俘获产物的放射性衰变产生的各种射线的形式出现。堆芯内功率的空间分布和热中子注量率分布有关，是反应堆物理和热工过程耦合的结果。裂变能的释放也与时间有关。反应堆关闭之后一段时间内，缓发中子仍能引起少量裂变，裂变产物和中子俘获产物的放射性衰变能也在不断地释放。这些发热通称为反应堆剩余发热。反应堆剩余发热的冷却对保证反应堆的安全起至关重要的作用。

反应堆传热　研究核裂变能从反应堆内传出的过程。热量传递的机制是热传导、对流换热和热辐射。反应堆内热量传递过程中，通常热传导和对流换热起主导作用。反应堆燃料元件和堆内构件中产生的热量通过热传导、元件壁面和冷却剂之间的对流换热传给冷却剂，并通过冷却剂的流动将热量载出反应堆。(见反应堆传热)

燃料元件和堆内构件中的热传导是具有内热源的热传导过程。表征某种材料热传导能力大小的热导率通常是温度的函数，有的和受到的中子辐照剂量有关。(见堆内导热)

对流换热是指固体表面与冷却剂直接接触时的热传递过程。对流换热系数是表示对流换热的能力，它不仅依赖于反应堆冷却剂的种类（水、氦或钠等），而且强烈地依赖于冷却剂的状态和流动方式。反应堆冷却剂流道中可能涉及的对流换热过程有单相换热和两相换热（沸腾、冷凝、再淹没及再湿换热）等。(见堆内换热)

反应堆流体力学　研究与反应堆冷却剂运行和平衡有关的流体动力学现象。包括在正常工况下反应堆内冷却剂流量的分配，流动压降、流动状态的变化，流动稳定性及事故工况下的流体流动特性。

反应堆冷却剂通道中可能存在不同的流动状态。水冷反应堆和液态金属冷却反应堆中出现的气-液两相流状态，是反应堆流体力学中集中研究的现象。在垂直向上流动的轻水反应堆冷却剂流道中出现的流动形式有单相流、泡状流、弹状流、环状流。冷却剂流动的流型与压力、流道结构、流动方向、质量含汽率及壁面热流密度等因素有关，它对壁面热量的传递能力影响很大。反应堆冷却剂流动过程中两相流动的稳定性与反应堆的安全运行密切相关。

反应堆热工水力设计　通盘协调反应堆物理、结构、材料、机械制造与热工等方面的要求，确定优化的反应堆热传输系统，是保证反应堆具有良好的安全性和经济性的重要环节。在反应堆热工水力设计中，要确定热工设计准则，平衡协调反应堆有关参数，进行反应堆热工-水力稳态设计和瞬态分析。

反应堆热工实验　通过实验，研究反应堆运行及事故过程中出现的传热和流体动力学现象，建立和发展描述复杂物理过程的数学模型，确定换热基本关系式和经验常数，校核和改进反应堆热工设计和安全分析的数值模拟程序，对程序做出广泛而系统的评价，提高程序分析的可信度。

反应堆热工实验包括单项物理过程实验及反应堆系统整体综合实验。单项物理过程实验研究传热及流体动力学，包括对加热元件壁面汽泡的产生、长大及跃离，以及子通道间横向流动交混等现象的研究。反应堆系统整体综合实验指涉及整个反应堆系统的复杂物理过程。如反应堆失水事故全尺寸的模拟实验，研究反应堆在管道断裂时发生的欠热喷放、饱和喷放、干涸，直至再淹没等整个进程中出现的物理现象。

反应堆是一个复杂而庞大的装置。反应堆热工与反应堆物理、结构、材料、工艺及辐射防护等学科紧密联系。反应堆热工水力学和反应堆物理间的关系尤为密切。反应堆热工水力设计需要反应堆物理计算提供堆芯区的功率分布。堆芯内燃料、冷却剂的温度和密度分布又强烈地影响堆内的功率分布。反应堆热工水力设计中必须考虑结构设计及加工制造的现实性，保证燃料元件的冷却，防止元件的熔化、烧毁，避免燃料和冷却剂之间的化学反应，以保持燃料元件的完整，从而将燃料核裂变产生的放射性限制在燃料元件内。核反应堆热工学是随着核电事业的发展，在传热学和流体力学的基础上逐渐形成的一门涉及热工水力设计技术、理论分析、实验研究和数值模拟的综合性学科。反应堆热工学因与核电安全性及经济性密切相关而对核电事业的发展有重大影响。核电事业的发展必将进一步推动该学科的发展。

参考书目

琼斯．核电厂安全传热．贺安全，译．北京：原子能出版社，1988.

fanyingdui shuntai regong fenxi

反应堆瞬态热工分析 (reactor transient thermohydraulic analysis) 反应堆系统热工参数在各种工况（正常运行和事故工况的瞬态）中随时间变化过程的分析。通过反应堆瞬态热工分析，可以验证反应堆系统的安全性满足相关核安全法规的要求，各种工况下的热工参数满足安全设计准则，不会超过设计安全限值，不会对周围环境和公众健康造成危害。

反应堆可能出现的各种工况按预计出现的概率及放射性后果分为正常运行、中等频率事故、稀有事故、极限事故及严重事故。反应堆安全运行限值和条件依其性质分为安全限值、安全系统整定值、正常运行限值条件和监督要求。

安全限值是指一些过程变量的限值，超过这些限值就有导致释放大量放射性物质的可能；安全系统整定值为各种自动保护系统/装置的触发点，防止过程变量超过安全限值；正常运行限值是正常运行的设定范围，在其范围内自动保护系统/装置无需投入；保证遵循正常运行限值和条件所必需的监督要求包括安全系统的定期校核、试验、标定和检查。基本的安全限值指燃料温度和/或包壳温度及冷却剂压力的限值。

反应堆瞬态热工分析的内容涵盖正常运行特性分析和事故工况过程分析两方面。其中正常运行特性分析包括反应堆系统起动、功率运行、停运和负荷变化等，事故工况过程分析包括各种事故工况的发生、序列、发展、后果和评估等。

反应堆及整个热传输系统进行的热工计算分析与反应堆物理、结构、材料和控制等密切相关。反应堆瞬态热工分析的模型是对反应堆及热传输系统部件瞬态特性的物理和数学描述，一般用带有时间变量的微分方程来描述，包括热量的产生、传递和传输，以及冷却剂的流动、振荡和喷放等。分析研究的对象包括反应堆堆芯、回路管道、阀门、主泵/风机、蒸汽发生器、稳压器、汽轮机和控制保护系统等。现今已有一些普遍采用的通用程序，如 RELAP5、TRAC、RETRAN 02，以及许多专用程序包等。由于研究对象系统庞大复杂，事故工况下热工参数瞬息万变，时间步长不能太大，因此计算工作量特别大。

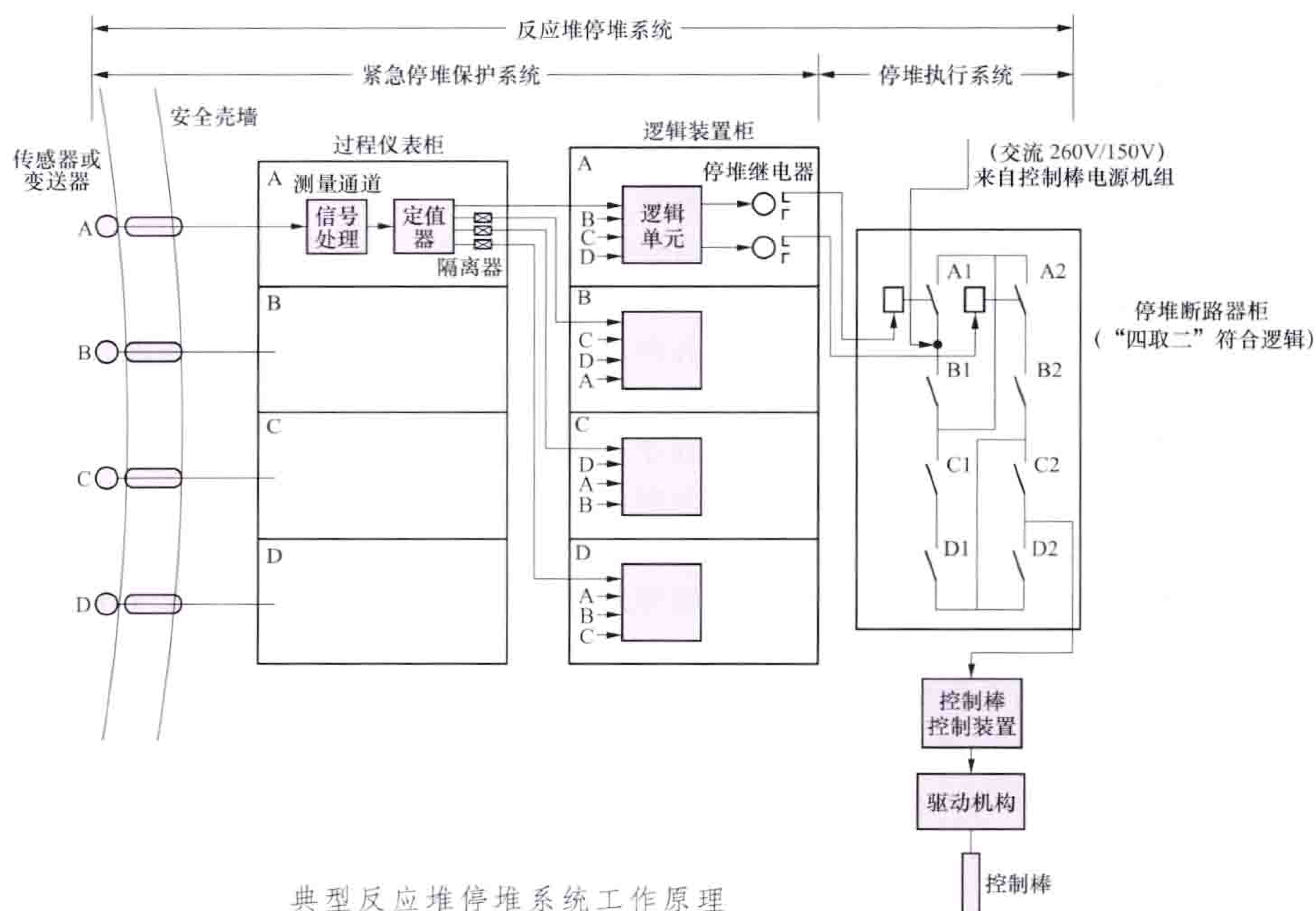
反应堆瞬态热工分析的方法有理论研究、实验研究和数值模拟三种。其中数值模拟方法源于理论研究和实验研究，是这两种方法的有机结合，能够独立于理论研究和实验研究。数值模拟的基础是理论模型和经验公式，受物理现象简化假设和实验简化模拟及经验公式定性温度、尺寸、范围的限制，仅在实验验证范围内能够获得满意的结果。若外延或外推，则需要进行进一步的实验验证。依据研究对象和研究问题的差异，数值模拟可分为机理模拟、部件模拟、设备模拟、单系统模拟、多系统模拟。

fanyingdui tingdui xitong

反应堆停堆系统 (reactor trip system) 包含从传感器开始，并包括传感器在内，一直到控制棒的所有电的和机械的器件和电路的系统，它执行紧急停堆安全任务。用以监测与反应堆安全有关的核电厂物理、热工和水力参数（保护参数），并在其变化超出预定值（整定值）时，发出停堆信号，自动驱动所有控制棒快速插入堆芯，以足够大的速率引入足够大的负反应性，使反应堆紧急停堆，从而防止反应堆状态超过规定的安全限值，或减轻超过安全限值的后果。

组成及工作原理 反应堆停堆系统由紧急停堆保护系统和停堆执行系统两部分组成。

紧急停堆保护系统 也称紧急停堆系统。包括测量通道、逻辑单元和输出继电器三部分。图示为典型反应堆停堆系统工作原理。



典型反应堆停堆系统工作原理

测量通道一般设置 2～4 个，测量信号经处理后送入定值器与整定值相比较，测量信号高于整定值即发出保护动作信号（高值触发），或测量信号低于整定值发出保护动作信号（低值触发）。此信号送入逻辑单元进行逻辑处理。不同通道和序列间信号传递要经过隔离器。对反应堆起动保护的参数，一般采用“二取一”符合逻辑；对于其他保护参数，均采用“四取二”或“三取二”符合逻辑。这样，拒动概率和误动率可很低，以保证核电厂足够的安全性和可用性。为了在不同反应堆功率水平下完成相应的保护动作，逻辑单元设有允许信号，以允许或禁止保护系统的某些功能。例如，中子功率测量有三个不同量程，与此相应设有相对应的超功率保护，在反应堆起动过程中，操纵员必须依次手动旁通相应的保护信号。

停堆执行系统 包括停堆断路器、控制棒控制装置、控制棒驱动机构、控制棒及其连接部件。当接到停堆信号后，停堆断路器脱扣，触头打开，切断控制棒驱动机构的电源，控制棒便依靠重力自动落入堆芯。停堆断路器设有两个脱扣线圈，一个为欠压脱扣线圈，断电使断路器脱扣；另一个为励磁脱扣线圈，通电使断路器脱扣，两个线圈都能单独使断路器脱扣。过去压水堆停堆断路器触头多采用“二取一”符合逻辑的配置，这种配置有较好的安全性。当停堆断路器试验或维修时，可由旁路断路器替代工作，不影响反应堆的正常运行。20 世纪 80 年代初开始，压水堆停堆断路器的触头逐步改为采用“四取二”符合逻辑的配置，这种配置不但安全性更好，而且一个停堆断路器误动作不会引起误停堆，故核电厂可用性也更好。

控制联锁 为了减少不必要的事故停堆次数，保护系统设有控制联锁信号，它采取当保护参数异常偏离达停堆整定

值之前，发出停止控制棒移动和反应堆降功率两种预保护动作信号。停止控制棒移动的功能是使反应堆功率不再往不利的方向变化；反应堆降功率的功能是通过降低汽轮机参考负荷（汽轮机降负荷）的方法使反应堆以一定的速率（如5%额定功率/min）降功率，或直接使选定的控制棒快速落入堆芯而降低反应堆功率。这两种保护功能都能抑制反应堆事故进一步扩大，有效降低事故停堆的次数。

定期试验 反应堆停堆系统采用手动和自动相结合的定期试验方式。常规反应堆测量通道可通过通道交叉检查、功能试验和校准试验的方法进行定期试验。逻辑单元则通过脉冲检查电路自动进行检查。检查时，从逻辑单元所有的输入端输入编码的试验脉冲组合信号序列，以适应对符合电路测试的需要。脉冲宽度一般比较小，约几十微秒，目的是使停堆继电器来不及响应，以免造成误停堆。试验设施可以是内置的或外接的。数字化反应堆保护系统逻辑部分则通过计算机的自检自诊断功能实施定期试验。停堆断路器（包括停堆继电器）手动进行定期试验，一般一次试验一台断路器或一个序列的两台断路器。

fanyingdui wendingxing

反应堆稳定性

（reactor stability） 一座反应堆受到某种扰动后，偏离其原来的平衡状态，而趋向于新的平衡状态的属性。保证反应堆具有自稳定性，是核电厂安全设计原则之一。在反应堆发展过程中，曾由于设计不当，发生过反应堆功率共振的不稳定性问题。美国的实验性快中子增殖反应堆EBR-Ⅰ，由于机械设计上的原因，产生了由燃料棒弯曲引起瞬时正反应性反馈和由上部结构板弯曲及膨胀引起的滞后负反应性反馈，从而引起反应堆功率共振，导致反应堆堆芯烧毁。美国的实验性沸水反应堆EBWR，也曾出现过类似的功率共振现象。

对于压水堆核电厂，为了保证反应堆具有自稳定性，功率系数必须是负的，即要求燃料反应性温度系数是负的，还要求自热态零功率至满功率，慢化剂反应性温度系数不出现正值。对于具有负的反应性反馈特性的反应堆，当反应性有一个正扰动时，堆的功率上升，通过负的反应性温度反馈，给反应性正扰动以反向补偿，反之亦然。

上述负反馈的机理是：功率变化引起燃料温度变化，燃料温度变化继而引起中子共振吸收率的改变，从而产生反应性反向补偿，这种效应称为多普勒效应，燃料反应性温度系数的绝对值大小表征了多普勒效应的强弱。由于燃料温度变化对功率变化的响应是瞬时的，因此多普勒效应是瞬发的。对于压水堆，以低富集度的铀（^{235}U富集度为3%～4%）作核燃料，因此多普勒效应总是负的。另一种负反馈机理是，由功率变化引起慢化剂密度变化，继而使慢化剂吸收中子能力和慢化中子能力发生变化，从而产生反应性反向补偿。由于热量从燃料到冷却剂（也是慢化剂）有一个热传递过程，因此这种反向补偿效应对扰动来说有一段时间滞后。为了使慢化剂反应性温度系数是负的，在压水堆核电厂的设计中采取了一些相应措施：①堆芯结构选取欠慢化的紧栅格；②冷却剂中的可溶硼浓度必须加以限制，一般在$1300\times10^{-6}\sim1400\times10^{-6}$。除了在核设计方面做了上述考虑外，在反应堆的机械和结构上也做了相应的考虑。因此，压水堆核电厂具有良好的自稳定性能。

另外，在大型核电厂的核设计中，还须考虑对氙致功率振荡所具有的稳定性。由于裂变产物碘、氙和功率扰动的相互作用，使功率峰在反应堆堆芯内有规律地移动，形成功率振荡。如果振荡是发散的，并且不及时地加以控制，则会危及反应堆堆芯安全。氙致功率振荡方式有径向、轴向和方位角方向上振荡。在核设计中，选取恰当的反应堆堆芯高度-直径比，以及使反应堆具有良好的负反应性反馈效应，都会对功率振荡起阻尼作用。一般，径向功率振荡不易发生，方位角方向上振荡只有在控制棒作违禁移动的激励下才能发生，发生可能性较大的是轴向功率振荡。由于氙致功率振荡的过程是很缓慢的，利用反应堆内外探测器监测以及控制棒移动，能有效地加以控制和抑制。

fanyingdui wentai regong shuili sheji

反应堆稳态热工水力设计

（reactor steady state thermohydraulic design） 根据安全和经济适用的原则确定一个优化的堆芯冷却方案，分析计算反应堆在各种给定稳态工况下的热工参数，包括堆芯冷却剂压力、温度及流量分布、燃料元件温度和偏离泡核沸腾比等。反应堆稳态热工水力设计所用模型包括并联通道模型、平均通道模型、全堆芯模拟模型。

并联通道模型 反应堆堆芯是由许多结构类似的燃料组件组成的（典型反应堆燃料组件见图1）。在反应堆热工水力分析中，把堆芯按其热流密度和流量的不同进行分区，具有相同热流密度及流量的燃料组件或通道作为同类通道（见图2、图3），堆芯被简化成在上下空腔相连通的并联通道模型（见图4）。反应堆燃料组件因结构形式的不同而有闭式通道和开式通道之分（见图5）。①闭式通道。通道被元件盒壁所隔离，相邻通道间无质量、动量和能量的交换。沸水堆燃料组件就属于这种类型。②开式通道。相邻通道间无封闭的隔离“墙”，但有流体的横向流动和混流交

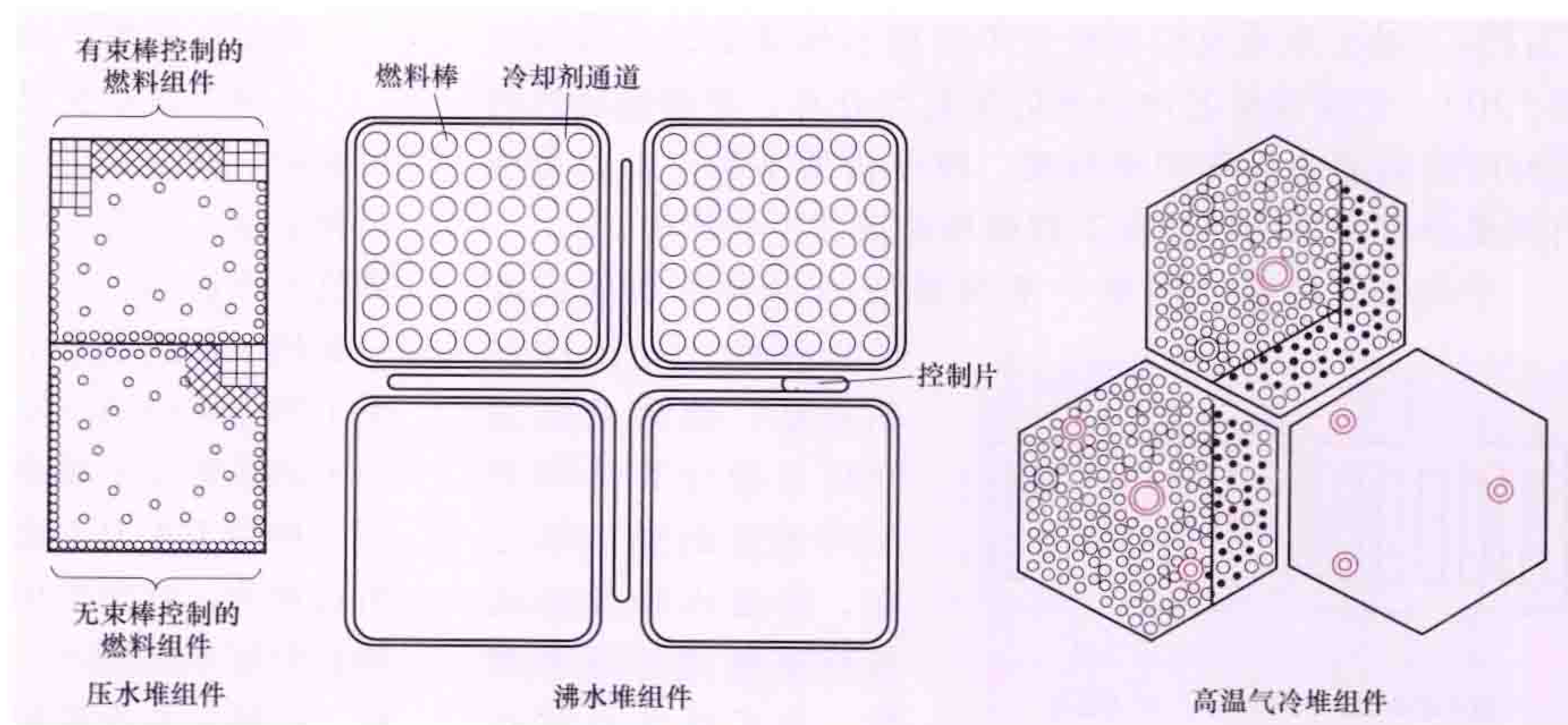


图1 典型反应堆燃料组件

混，因此，在通道之间有质量、动量及能量交换。现代压水堆燃料组件均不带燃料盒。

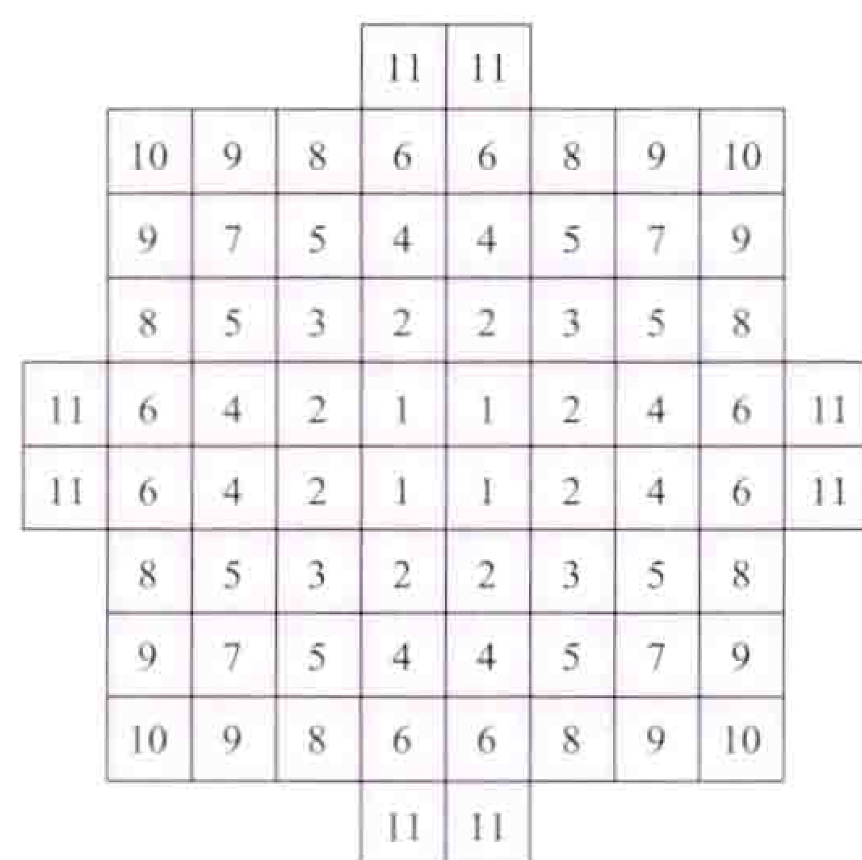


图 2　沸水堆堆芯分区示意图

在反应堆稳态热工水力设计中，要计算堆芯各类通道内详细的热工参数。堆芯最高燃料温度及最小偏离泡核沸腾比等参数必须满足安全准则的要求。设计中运用的术语有：①平均通道。具有平均热流密度、平均冷却剂流量、焓升和名义几何参数的通道。②热通道。堆芯内具有最大焓升的燃料冷却剂通道，它合理地集中了理论和工程

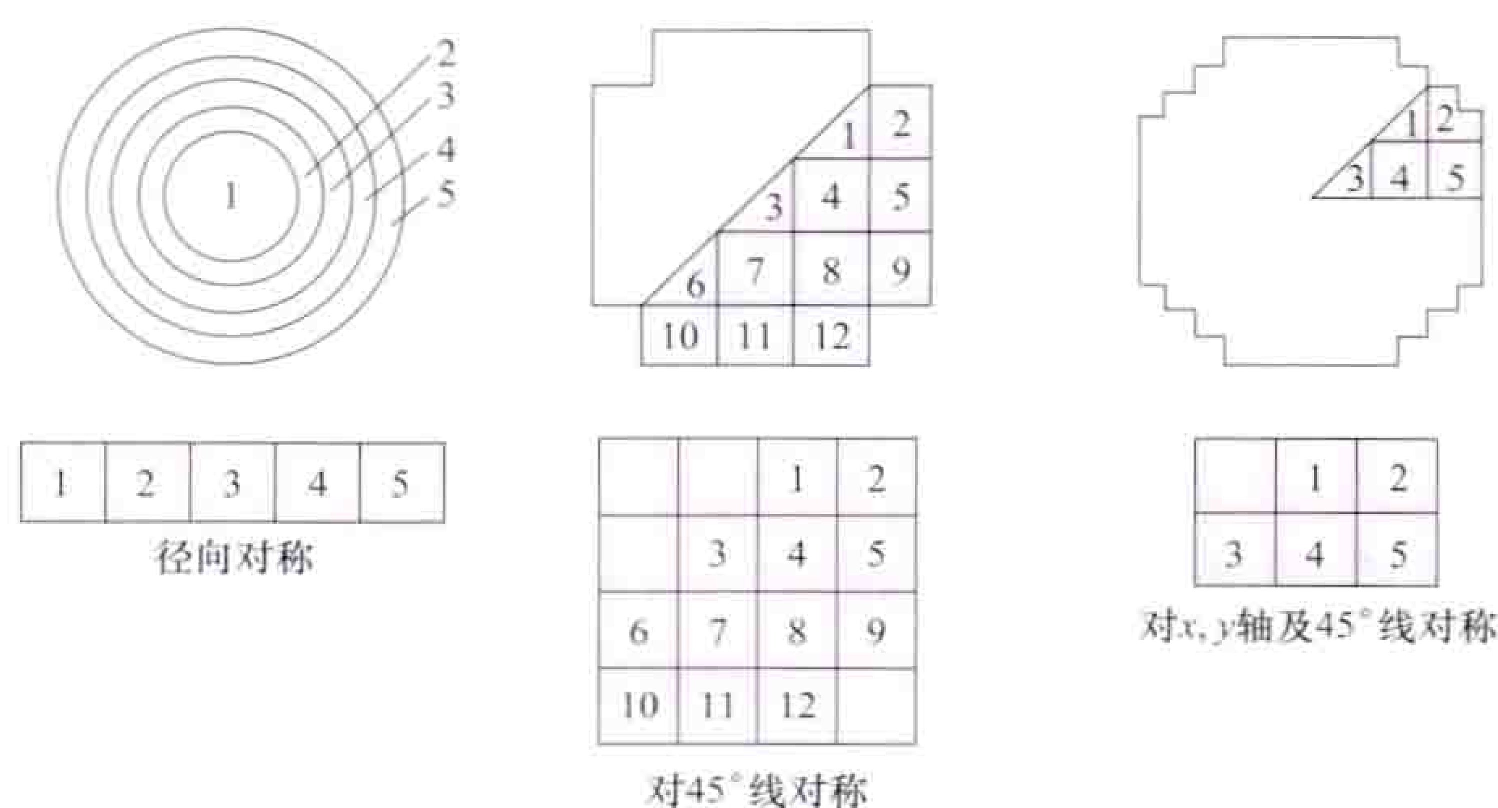


图 3　压水堆堆芯分区示意图

中诸多不利因素影响的。③热通道因子（又称热管因子）。通道的局部状态和平均状态的参数比值。例如，热流密度热通道因子是堆芯最大热流密度和平均热流密度的比值，它是核热流密度热通道因子 F_q^N 及工程热流密度因子 F_q^E 的乘积，表示成 $F_q = F_q^N F_q^E$。用相同的定义方式表示冷却剂焓升的热通道因子 $F_{\Delta H} = F_{\Delta H}^N F_{\Delta H}^E$（动力压水反应堆设计中常用的热通道因子表示在表 1 中）。它反映堆芯内功率的非均匀分布、控制棒或燃料组件间隙造成的局部功率畸变、核分析的不确定性、通道内流量分配的不均匀性及工程偏离造成的不利影响。

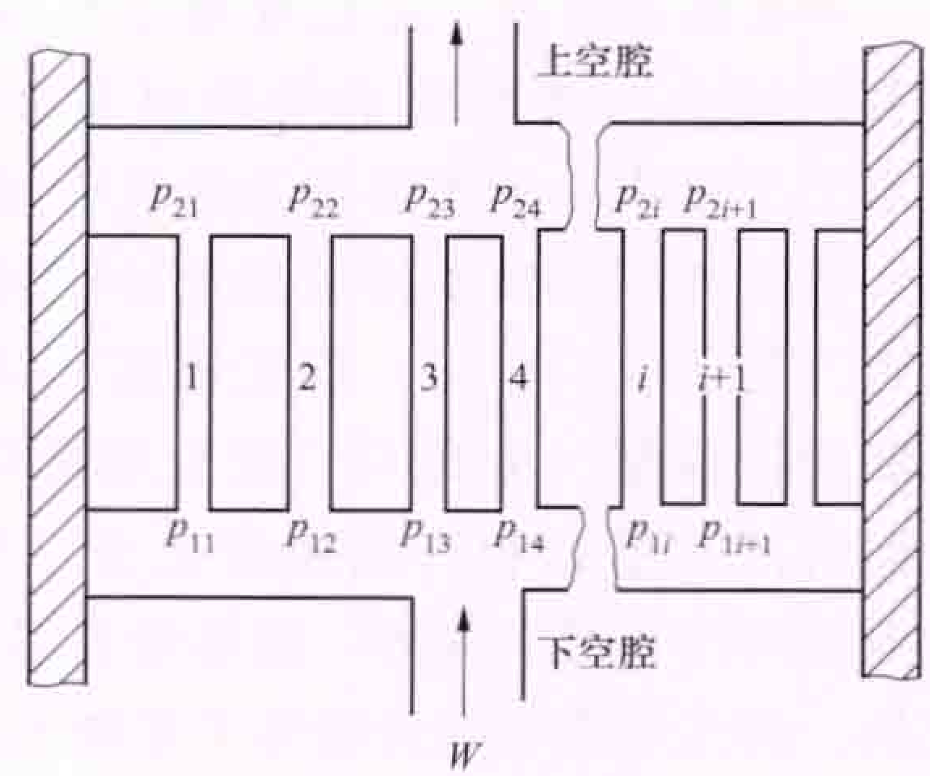


图 4　堆芯并联通道模型

平均通道模型　用单一平均通道的参数代表反应堆的总特性。先用冷却剂质量、动量及能量守恒方程计算冷却剂平均通道的轴向焓分布、通道压降及偏离泡核沸腾比等分布参数，然后将所有的热通道因子合理地集中

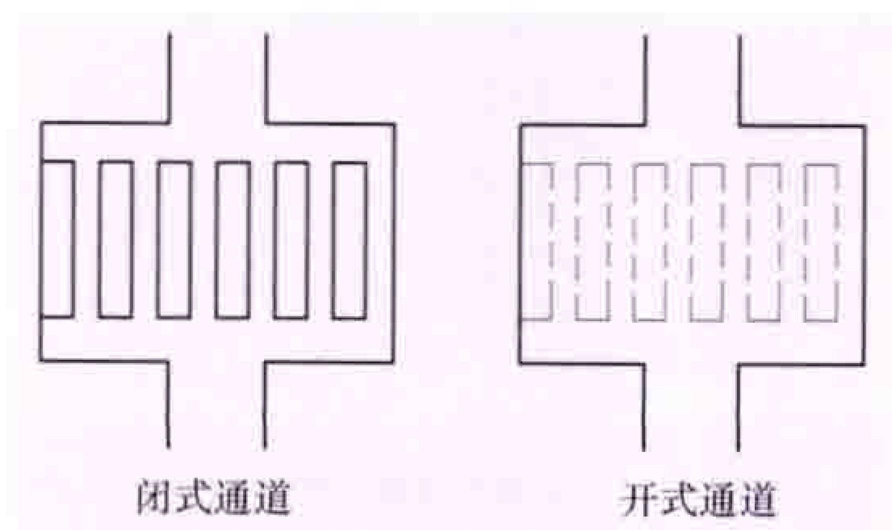


图 5　反应堆燃料组件通道分类

表 1　压水反应堆设计中的热通道因子*

项　目	符号	20 世纪 60 年代	20 世纪 70 年代	20 世纪 90 年代
核热流密度因子	F_q^N	3.11	2.59	
工程热流密度因子	F_q^E	1.04	1.03	
热流密度因子	F_q	3.24	2.67	2.35
核焓升因子	$F_{\Delta H}^N$	1.73	1.545	
工程焓升因子	$F_{\Delta H}^E$	1.22	1.075	
焓升因子	$F_{\Delta H}$	2.11	1.67	1.55

*　随着技术的不断完善，热通道因子呈逐渐减小的趋势。

于热通道，分析热通道的热工参数。热通道中最高燃料温度及最小偏离泡核沸腾比要满足安全准则的要求，其设计步骤表示在图 6 中。平均通道模型简单、计算速度快，但是不能给出堆芯的详情。反应堆初步设计时常用平均通道模型。关于平均通道计算方法和有关公式，见反应堆传热、反应堆流体力学。

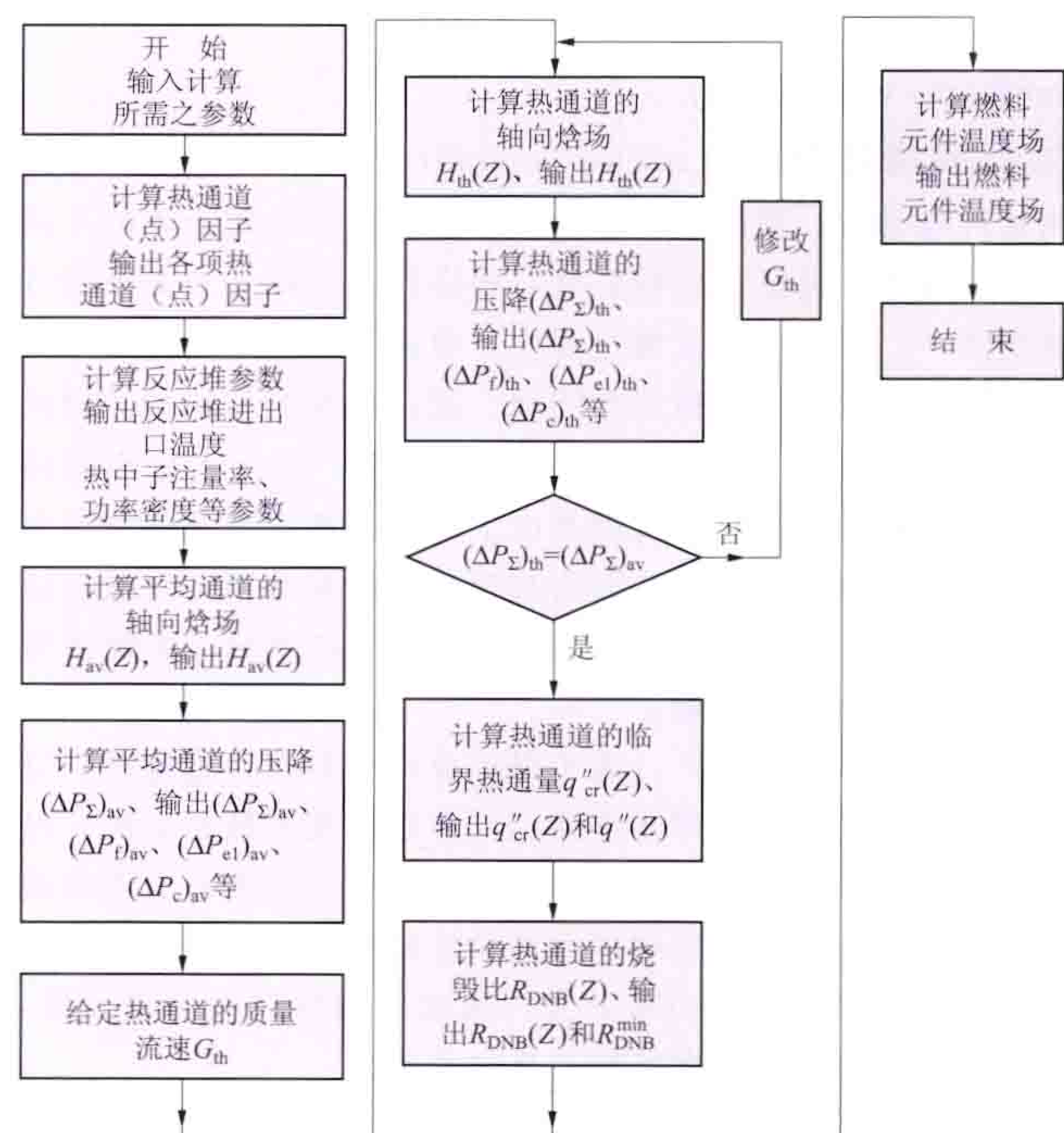


图 6　平均通道热工设计步骤

典型压水堆平均通道模型的计算结果表示于图 7 中。

全堆芯模拟模型　在反应堆详细设计中，都用全堆芯模拟模型，其结果更为真实详细。全堆芯模拟模型计算量大、过程复杂，通常是用反应堆热工水力分析程序在大型数字计算机上完成的。自 20 世纪 60 年代以来，国际上相继发展了一批用于反应堆热工水力分析的子通道分析程序。程序中考虑了相邻通道间质量、动量和能量交换问题；对于有元件盒的闭通道则是子通道横向交换量为零的特例。表 2 简要给出了几种热工水力子通道分析程序的性能。全堆芯模拟模型分析过程为：首先按反应堆物理计算提供的堆芯功率分布，将堆芯分区（见图 2、图 3），接着作堆芯流量分配设计和计算，以确定各冷却剂通道流量分布。堆芯各区功率及流量确定之后，运用热工水力分析程序作全堆芯模拟的热工分析，

表 2　几种热工水力子通道分析程序的性能

程序简称	作　者	文　献	年份	流体的相	棒束形状及排列	混　合		分子导热	应用范围
						紊流	横流		
THINC-1，2	Zurick	WCAP-3764	1962	单相、两相	任意	无	有	无	压水堆
HECTIC-1	Kattchee	IDO-28695	1962	单相	任意	有	无	无	气冷堆，单相液冷堆
COBRA-Ⅱ	Rowe	BNWL-1229	1970	单相、两相	正方形或三角形	有	有	无	压水堆，沸水堆
COBRA-ⅢC	Rowe	BNWL-1695	1973	单相、两相	任意	有	有	无	压水堆，沸水堆
COBRA-ⅢM	Marr	ANL-8130	1975	单相、两相	任意	有	有	无	压水堆，沸水堆
HAMBO-1	Bowring	AEEW-R-524	1967	单相、两相	任意	有	有	无	压水堆，沸水堆
JOYO	Niyamoto	JAPFNR-19	1971	单相	三角形	有	有	有	钠冷快堆
MISTRAL	Baumann	KFK-1605	1972	单相	三角形	有	有	有	钠冷快堆
HERA-1A	Nijsing	EUR-4905	1973	单相	三角形	有	有	有	钠冷快堆
DIANA	Hirao		1974	单相	任意	有	有	有	钠冷快堆
MATTEO	Forti	RT/ING (74)	1974	单相、两相	任意	有	有	无	水冷堆
THINC-4	Chelemer		1977	单相、两相	任意	有	有		水冷堆
COBRA-Ⅳ	Stewart	BNWL-1962	1976	单相、两相	任意	有	有		压水堆，沸水堆

以计算堆芯各区的冷却剂温度、压力、临界热流密度、偏离泡核沸腾比和燃料温度等详细热工参数，同时找出堆芯最热的组件。最后，对堆芯最热组件作更细的开式通道分析。在此分析中，合理地集中热通道因子，计算堆芯燃料最高温度及最小偏离泡核沸腾比等参数。在开式通道分析中，运用的阻力、传热和临界热流密度等计算公式和平均通道模型的相同。

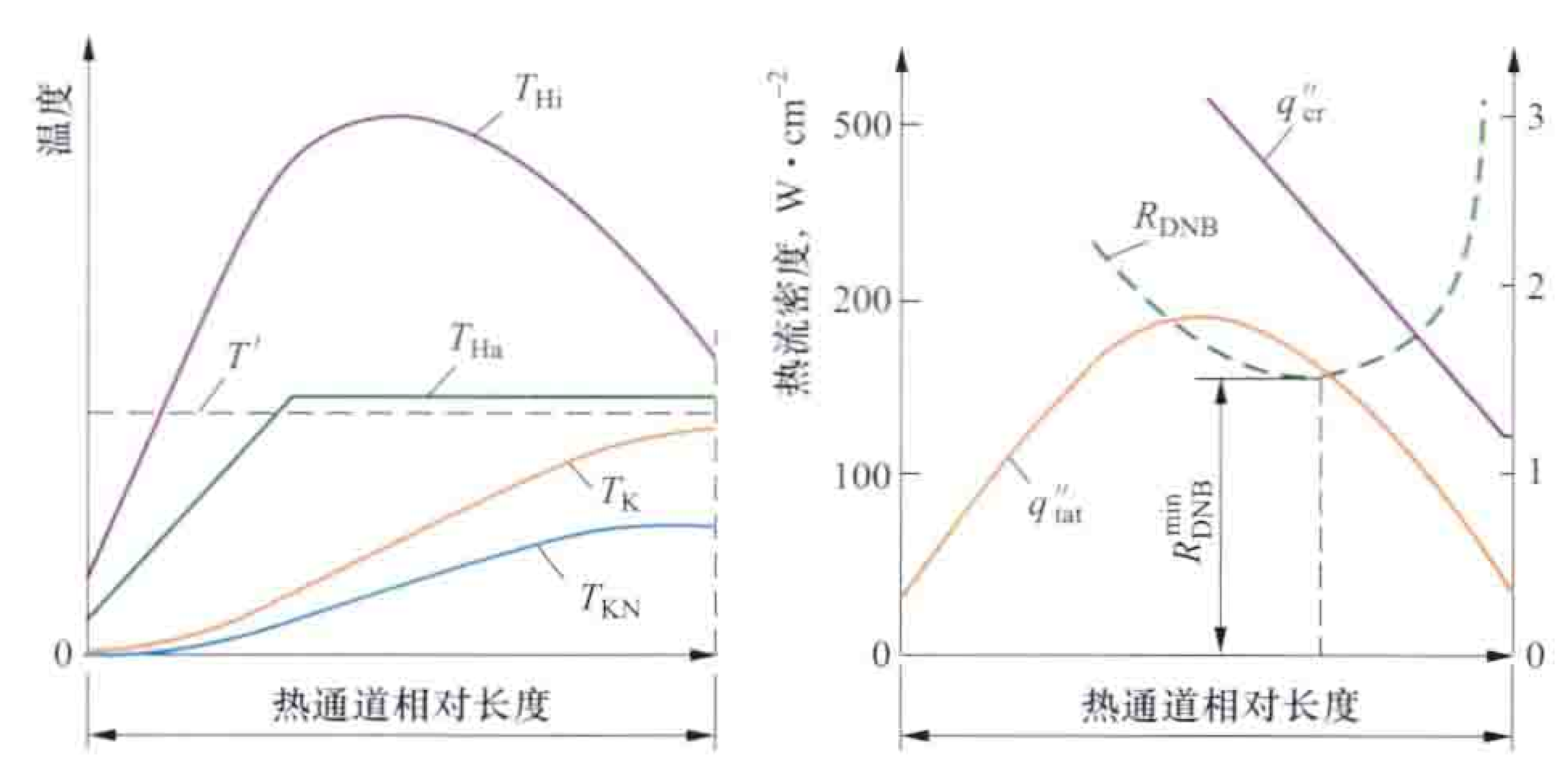


图 7　典型压水堆平均通道模型的计算结果
T_{KN}—平均通道冷却剂温度；T_K—热通道冷却剂温度；
T_{Ha}—热通道元件包壳外壁温度；T_{Hi}—热通道元件包壳内壁温度；T'—冷却剂饱和温度

开式通道分析模型有一维及三维分析模型。对于任何一个子通道，其一维模型包括质量平衡方程、轴向动量方程、横向动量方程和热量平衡方程四个基本方程。COBRA 程序采用一维方程，这类程序简单而且计算速度快，但使用时有一定的局限性，不能处理流动严重阻塞和倒流等工况。THINC-4 及 THERMIT-2 等程序采用三维方程，能分析反应堆事故中可能出现的通道严重阻塞等工况，但计算机时间比一维程序的多。三维程序近来得到了发展。

参考书目

任功祖．动力反应堆热工水力分析．北京：原子能出版社，1982.

fanyingdui wuli

反应堆物理　(reactor physics)　研究在各种增殖系统及有关介质内中子的时间、空间、角度及能量分布的一门学科。某些与中子学有关的安全问题、核动力系统中的燃料经济问题、新型裂变材料及能量转换问题等也都属于本学科的研究领域。反应堆物理研究的核心是中子增殖系统的物理性能。

物理基础与研究方法　就物理本质而言，反应堆物理基本上是建立在两方面知识基础上的一门新学科：①中子核反应的一些基本实验结果，特别是各种核素的中子吸收、散射和裂变截面随中子能量变化的规律。反应堆物理利用了原子核物理中的这些成果，对中子核反应的微观截面加以整理、编辑和评价后，作为反应堆物理的基本数据。②描述中子群体空间运动及增殖过程的数学模型。反应堆物理的研究方法是利用已知截面规律，用数学模型或实验方法定量描述中子群体时间、空间的输运及增殖过程，并计算出一些主要的物理参量来说明中子增殖系统的物理性能。其中包括临界特性、反应性、功率分布、动态参数、燃耗、控制特性、增殖特性等。

研究内容　①核能发展技术路线的物理研究。根据本国的自然资源及经济发展的前景，讨论多种反应堆的技术经济特性，确定发展不同类型反应堆的战略布局。例如，铀资源的保护、钍资源的利用及新一代反应堆堆型的研制等。②中子物理微观常数的整理、评价和编辑。③反应堆物理积分实验数据的测量、整理、评价和编辑，以及新的反应堆物理实验用设备的研制和新测量技术方法的发展（见反应堆物理实验）。④反应堆物理计算分析用数学模型及计算机程序的编制和程序库的建立。⑤与中子增殖系统临界有关的安全概念的研究。核电厂的安全性能在相当程度上与反应堆的物理性能有关，因而对反应堆物理本身提出更高更严的要求。⑥对各种新型反应堆的概念及在反应堆内裂变材料实现转换或增殖的研究。例如，钍-铀转换反应堆中钍的利用、快中子反

应堆中钚的生成等都与反应堆的基本物理性能及中子平衡分配有密切关系。

反应堆物理设计　就某个具体反应堆工程项目来说，反应堆物理研究的对象就是该系统的中子物理特性。例如，某个反应堆设计、建造和运行中的物理问题。具体的反应堆物理设计工作分阶段进行：

(1) 在提出一项新的反应堆设计任务后，先要选择物理方案。主要是从反应堆物理性质，即从反应堆内燃料、结构材料、冷却剂和/或慢化剂堆芯布置及与其对应的有效增殖因数、临界质量、反应性、燃耗和各种反应性温度系数等物理特性，结合反应堆的热工-水力学参数、屏蔽及控制等因素作参数性研究，其中特别要重视安全问题，如尽可能使各种反应性系数值保持较大的负值。在这一阶段，反应堆物理参数分析工作是在众多因素中起关键导向作用的。

(2) 选定了一种或少数几种方案后，便开始进行具体设计。在此阶段，主要研究的物理特性还是前一设计阶段中那些参量，如临界参数、功率分布、动态参数、控制特性、增殖性能及屏蔽性能等。但要求弄清细节问题，要求有更高、更精确的结果。在详细设计结束时，能给出具体结果，以便安排反应堆内部件的加工。在这阶段工作中，中子注量率的空间分布和反应堆内中子平衡是两大关键。前者决定了整个反应堆内发热分布及各部件内热工状态；后者与整个反应堆的反应性、反应性控制及燃料增殖性能有关。

(3) 反应堆建造完毕后，就进入运行阶段。第一步是物理起动。物理起动时要对反应堆的物理性能进行测量，确定各种物理特性，保证反应堆安全有效运行。当反应堆投入正式运行后，要进行燃耗研究，改进燃料管理方式，尽可能通过展平功率增加出力及提高平均燃耗来降低动力反应堆的发电成本。在整个反应堆运行中，反应堆的安全监督及安全保证工作是极其重要的，特别是要防止由于反应性快速变化而造成中子注量率及功率快速上升的瞬变过程。(见核电厂燃料管理)

反应堆的安全特性在很大程度上取决于反应堆的物理特性。例如，对于压水堆核电厂，当由于某个外界扰动造成功率上升时，冷却剂的温度上升；由于冷却剂的负反应性温度效应，造成反应性下降，从而迫使功率回降。因此，它有一种负反馈效应，能在一定程度上对反应堆的稳定运行起保护作用。反应堆物理设计除了要保证反应堆具有良好的运行安全特性外，还要考虑在各种事故工况下反应堆的物理状态，防止出现可能危及公众和环境的重大事故。(见核电厂事故分析)

发展简史　早在1942年，E.费米（Enrico Fermi，1901—1954）等人在美国筹建世界上第一座反应堆时，热中子反应堆物理研究工作就已开始。但直到20世纪60年代初期，由于中子微观截面数据不齐全及精度不高，电子计算机处于开始应用阶段，能力较弱，而理论模型又过于简单，热中子反应堆物理仍处于待完善的阶段。用理论计算法得出的反应堆物理特性与实验不太相符，所以仍需通过大量模拟实验或零功率装置实验来为物理设计提供可靠依据。随着核截面数据不断完善、电子计算机在速度和容量上的发展、理论模型的逐渐完善及已有大量可比实验结果的存在，热中子反应堆物理的大部分问题都可以用理论计算方法来解决。但是在进行与安全有关的多维时空动态（见反应堆动态学）、新型热中子反应堆和钍-铀循环研究时，反应堆物理实验仍占有一定地位。

参考书目

Weinberg A M, Wigner B. The Physics Theory of Neutron Chain Reactor. Chicago: The University of Chicago Press, 1985.

罗璋琳，罗安仁．实验反应堆物理．北京：原子能出版社，1987.

fanyingdui wuli jisuan

反应堆物理计算　(reactor physics calculation)

通过理论计算的方法，研究反应堆内部大量中子与物质的相互作用引起中子增殖，以及中子在物质中运动的规律。与反应堆物理实验并称反应堆物理的两大组成部分。

反应堆物理计算内容包括反应堆临界、燃耗、功率分布控制、反应性控制、反应堆稳定性与安全性等，它们要满足设计要求和安全准则。

计算方法　主要从中子的能量变量与空间变量两方面进行计算。反应堆物理计算方法分为蒙特卡罗方法、确定论方法两类。

蒙特卡罗方法　根据数理统计理论为基础发展的方法。它的主要特点是处理几何功能很强，适用于各种复杂几何形状装置的物理计算。它采用连续能量的点截面，也有采用群截面的程序。在反应堆物理计算中应用越来越广泛。

确定论方法　主要包括中子的能量变量分群法、求解中子的空间分布方程。

(1) 中子的能量变量分群法。通常，在热中子反应堆内，由于裂变中子的平均能量为2MeV，而引起裂变的中子主要为热中子（能量0.1eV以下），因此实际上要处理的中子能量跨过了相当大的一个连续能量区间，而反应堆内各种材料的核截面又与中子能量密切相关。因而要较真实地反映反应堆的物理过程，必须考虑中子对于空间与能量的连续依赖关系。中子能量对于反应堆内材料截面的关系是极其复杂的，很难用解析方法表示。通常用分群方法来近似地处理，即把整个中子能量的分布范围划分成若干个离散的能量间隔，每一个能量间隔为一个能群。采用能群平均的中子参数来表述该能群内中子的平均特性，这种平均参数叫做群参数。这样就把原来是能量连续变化的中子运动方程式简化成用各分群中子的平均参数描述的中子运动方程式。这种方法叫做分群法。在热中子反应堆内，一般采用四群或两群方法。

(2) 中子的空间分布方程。描述在每一能群中的中子运动时，着重于其空间运动关系。考虑中子在介质内的运动主要是中子和介质原子核的碰撞，而中子间的相互碰撞可以略去不计。原来在某一位置上具有某一能量和运动方向的中子，由于中子运动及其与原子核散射碰撞的结果，将在另一个位置上出现，并具有另一种能量和运动方向。中子从一个位置、能量和方向输运到另一个位置、能量和运动方向的过程叫做输运过程。

对单个中子来讲，它在介质内不停地运动，直到它被

吸收或从反应堆表面逸出为止，其运动轨迹是杂乱无章的折线，这是一个无规则的随机过程。但实际上，要讨论的是大量中子的统计行为，它们所造成的宏观行为是可以描述的。注意到中子运动不仅和空间点有关，而且和运动方向及其速度（即能量）有关。这样建立的方程为中子输运方程。

建立中子输运方程所遵守的一条基本原则，就是中子数守恒或中子数平衡。在一定体积内，中子密度随时间的变化率应等于它的产生率减去消失率。这样得出的输运方程是一个线性的微分-积分方程。它能精确地表示出中子的空间、能量和运动方向分布。但在一般情况下很难求出输运方程的解析解。即使在电子计算机上利用数值方法求解，仍然是非常复杂和困难的事情。因此在实际反应堆物理计算中，往往只用在一些需要精确计算的局部区域中或作为基准比较用。

在大型反应堆的堆芯中，中子的空间分布是接近各向同性的。这样就可以近似地认为中子的分布与运动方向无关，使问题大大简化。通过这种近似简化得到的方程称为中子扩散方程（见中子扩散）。把分群法应用于扩散方程后，这样最终得出堆内中子空间分布的方程式就是一组联立多群扩散方程组。在每个方程中只出现空间变量，与能量有关的中子截面参数将作为常数出现在方程内。多群扩散方程是反应堆物理计算中最常用的方程。

由于反应堆堆芯成分、几何结构的复杂性，多群扩散方程不可能用解析方法求解。随着电子计算机和计算技术的发展，借助电子计算机的数值计算已成为反应堆物理计算中普遍采用的主要方法。

计算步骤　对于完整的反应堆物理计算分成以下步骤：

(1) 多群截面的制备。根据评价的核数据库制备多群核数据库，例如，使用 ENDF/B 库，使用 INJOY 群截面制备程序，建立所需的多群截面库。

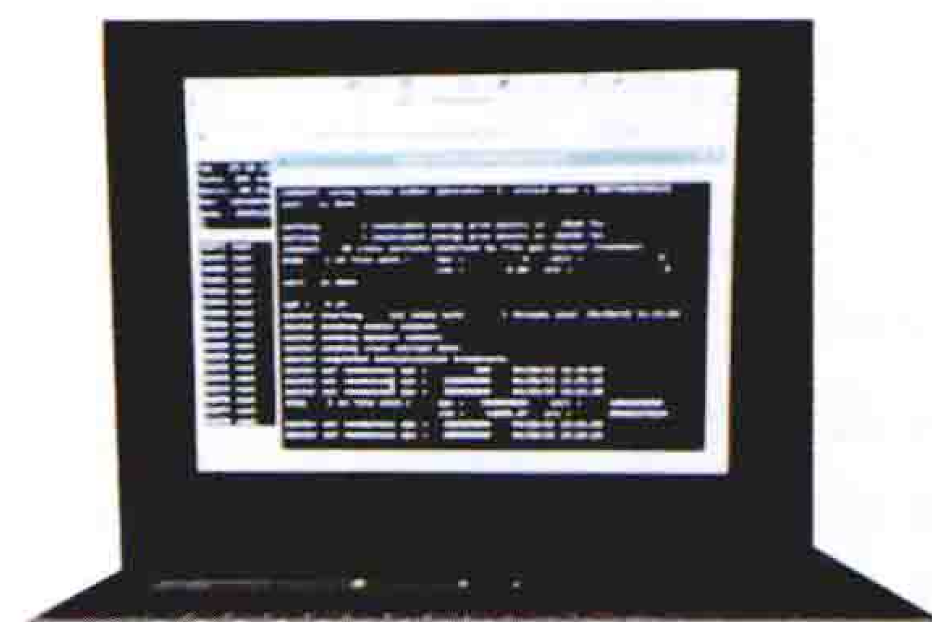
(2) 栅元计算形成栅元平均少群截面。通常采用输运计算求得空间相关的能谱，适当地平均得到栅元的平均少群截面，同时也包括栅元的燃耗计算，因此得到与燃耗相关的栅元平均少群截面，供组件计算使用。

(3) 组件群截面计算。根据栅元计算得出的群截面，在组件的范围内计算中子的空间—能量分布，求得不同平均燃耗下组件的平均少群截面，提供给整堆计算用，包括各种类型的燃料组件和控制棒组件等。通常采用输运理论程序进行计算。

(4) 全堆计算。根据上一步组件给出的群截面，可以进行整个反应堆的物理计算，得出所需的堆物理参量。

应用电子计算机来进行反应堆物理计算时，首先根据实际求解需要，提出数学模型，如多群扩散方程或输运方程；其次根据数学模型，选择适当的数值计算方法，确定计算步骤，编制程序利用电子计算机求解；最后讨论解，同时给出中子的空间和能量分布及决定它们随时间的变化率。一般采用差分法来解多群扩散方程。为了保证计算的精度，差分法中网格间距一般不能取得太大，在热中子反应堆内，轻水慢化的反应堆，网格间距为 1～2cm，而石墨和重水慢化的热中子反应堆，网格间距变得更大些，一般，网格间距与介质的扩散长度相当。对大型热中子反应堆，如果做三维计算用差分方法解分群中子方程时，空间总网格数达百万量级。这样，对计算机容量及其计算速度提出了相当高的要求。在具体反应堆物理计算中，要求多次计算处于不同工况下的反应堆堆芯物理情况，所以也要求多次求解分群扩散方程。这是一个十分费时间的过程。因此相应地发展了一些更有效的近似计算方法，如节块法及有限元法等。求出中子在堆芯内空间的分布及反应性后，很快地就可得出功率分布。然后通过热工-水力计算求得温度分布。用于大型蒙特卡罗计算的并行计算系统见图。





用于大型蒙特卡罗计算的并行计算系统

对于压水堆来说，水密度的大小会影响扩散方程中的中子宏观截面参数，而水（慢化剂）密度与温度有着强烈的依赖关系，这样就存在着一个与热工-水力计算相耦合的中子扩散计算问题。这在沸水堆中更为突出。以沸水堆为例来看，在作反应堆物理计算时，先假定一个三维中子注量率分布（例如，轴向为余弦分布），而后由冷却剂流量及空间功率分布及汽泡分布求出温度和慢化剂密度等参数在反应堆堆芯内各处的数值。而后以此为基础，进行三维分群中子扩散计算，求出空间各处中子及功率分布。这些结果又可作为热工-水力学计算的输入数据，从而求出新的温度和气泡分布。如果前后两者差别比较大，则要进行进一步的迭代，重复上述过程，直至收敛为止。只有这样才能真正给出反应堆堆芯内的中子注量率分布，同时也给出热工-水力学的计算结果。

在求得堆芯内中子注量率及功率的空间分布后，就可以确切地知道反应堆堆芯内各处核燃料裂变的情况，也即可以求出核燃料同位素（见核素）及裂变产物随时间的变化规律。核燃料同位素成分及裂变产物同位素成分随燃耗过程的变化，改变了反应堆堆芯中各处材料的成分，同时，也对中子注量率的空间分布，特别是对反应性发生影响，即随着易裂变核的消耗及裂变产物积累，会造成反应性下降。注意到核密度和中子注量率两者都是空间和时间的函数，而两者又互相影响、互相依赖，要直接求解这些方程是比较困难的。为了保证计算可靠性，还必须将反应堆的燃耗计算与热工-水力学计算结合在一起。

反应堆物理计算实际上就是要在给定的反应堆堆芯材料成分和同位素的核密度条件下，借助于电子计算机进行分群扩散（或输运）计算。这时必须考虑热工-水力的耦合。从这些计算中求出反应堆的有效增殖因数、中子注量率和功率分布等参数。然后，通过调节控制棒或可燃毒物配置，求得临界条件下的硼浓度或控制棒位置，以及此时的中子注量率

和功率空间分布。在空间计算结束后，把时间加上一个步长，假设在这个时间阶段内，中子注量率空间分布不变，然后解每个燃耗区的燃耗方程，求出在本时间步长末期燃料中各种重同位素成分的浓度，这些又作为下一次空间计算的起点。

上述空间和时间部分计算需要反复交替进行，直到剩余反应性降为或接近零。这时需要换料，卸出堆芯内部分已达到设计燃耗的燃料组件，并装入新燃料。为了保证功率分布均匀及最大限度地均匀利用各燃料组件，对反应堆堆芯燃料装载方式要进行适当的调整，即要进行燃料管理。

与安全有关的时空动力学的计算也是极其重要的。由于瞬发中子寿命极短，所以要精确描述，必须采用极短的时间步长求解三维空间瞬态扩散方程。由于它的重要性与计算工作量大，仍在探索用更有效更正确的计算方法，来解决有关时空动力学的反应堆安全问题。在核电厂的模拟机软件中，时空动力学方程的快速实时求解是至关重要的。

fanyingdui wuli shiyan

反应堆物理实验 (reactor physics experiment)

通过实验的方法，研究反应堆内部大量中子与物质的相互作用引起的中子增殖，以及中子在介质中的运动规律。与反应堆物理计算并称反应堆物理的两大组成部分。

反应堆物理实验对于反应堆技术的发展起着重要的作用。自1942年末世界上第一座反应堆建立，第一次实现了可控自持链式裂变反应以来，世界各国先后发展了各种类型的反应堆。为了研究反应堆的物理特性，建立了各种类型反应堆的临界装置与次临界装置。在这些装置上进行了大量实验，研究了各种栅格的中子增殖特性及有关参量。由此进一步促进了反应堆物理理论的发展。随着计算技术的飞速发展和大型计算机的应用，反应堆物理计算方法日趋完善，计算精度不断提高。尽管如此，理论模型及计算结果仍需要经过实验验证。尤其对于新研发的反应堆堆型，通过在临界装置上开展各种物理实验研究，可以为反应堆的设计和方案选择提供可靠的数据。动力反应堆和研究性反应堆首次起动的物理实验和运行期间动态参数的测量，对于反应堆的安全运行是不可缺少的。随着核电的发展，反应堆噪声分析方法已经可用来作为反应堆安全监测和事故诊断的一种手段。反应堆物理实验方法已逐步成熟和系统化。

与一般核物理实验方法不同，反应堆物理实验的特点在于研究大量中子与大量原子核相互作用的综合性宏观结果，而不研究中子与原子核相互作用的微观特性。综合结果反映在反应堆的宏观参数中，如中子扩散长度（见中子扩散）、材料曲率（见反应堆临界）、反应性等。反应堆物理参数的信息与中子的运动有关，通常通过对中子的测量才能获取这些参数的信息。例如，反应性本身是不能直接测量的，只能通过测得的中子密度随时间的变化规律，再根据反应性的定义而间接定出。按照中子密度或中子注量率随时间变化规律的不同，反应堆物理实验主要可分为静态实验与动态实验两大类。

静态实验　以稳态中子密度或中子注量率的测量为基础的实验。属于这类实验的有：在西格马（Sigma）堆上测量慢化材料的性能参数，如中子年龄（见中子慢化）、热中子扩散长度等；在次临界装置上测定反应堆的材料曲率，以及在临界装置上进行的临界实验、堆芯栅格参数和中子能谱的测量等。这类实验的特点是不研究中子密度或中子注量率随时间的变化规律。只需测量稳定状态（或称静态）下中子密度或中子注量率或反应率（见核反应），就能求得所需要的参数。根据所得结果可以校核理论计算模型和基本核数据。

动态实验　根据测量反应堆内中子密度或中子注量率随时间变化的规律定出反应堆参数。这类实验的特点是测量过程中反应堆不处在临界状态。如反应性的测量、传递函数的确定等都属于这类实验。这类实验方法很多，如常用于测量反应性的周期法、落棒法、跳源法、脉冲中子源法以及测量反应性与传递函数的振荡法等。在反应堆超临界状态下实验，需要格外考虑安全问题。反应堆运行中的一些实验，如控制棒刻度、反应性温度系数（见反应性系数）的测量等也属于此类实验。控制棒效率由于理论计算比较复杂，往往要通过实验来校核计算结果，以检验所用的计算方法。反应堆物理实验测量设备及数据采集见图1、图2。



图1　反应堆物理实验测量设备

反应堆噪声分析　近些年来，反应堆噪声分析方法也作为一种反应堆物理实验方法，用来测量反应性等参数，并已经用来研究分析反应堆部件的振动和一些热工水力特性，以及反应堆安全监测与事故诊断。它根据中子密度或中子注量率围绕其稳态平均值的随机统计涨落的变化，测定反应堆动态参数。从宏观上看，中子密度或中子注量率是静态的，因为其平均值不随时间变化；但从微观上看，它又是动态的，因为其涨落随时间变化。反应堆噪声分析方法的优点是不必使反应堆受到扰动，就可以获取所需要的信息。反应堆噪声分析技术有很大发展，已推广用于核动力反应堆。核动力反应堆有三大噪声源：中子学噪声、温度噪声和声学噪声。这里所述的反应堆堆芯物理参数测量，仅仅是中子学噪声分析的一部分。近代反应堆噪声分析已广泛用于核电厂反应堆堆芯状态监测和核电运行设备的故障诊断。

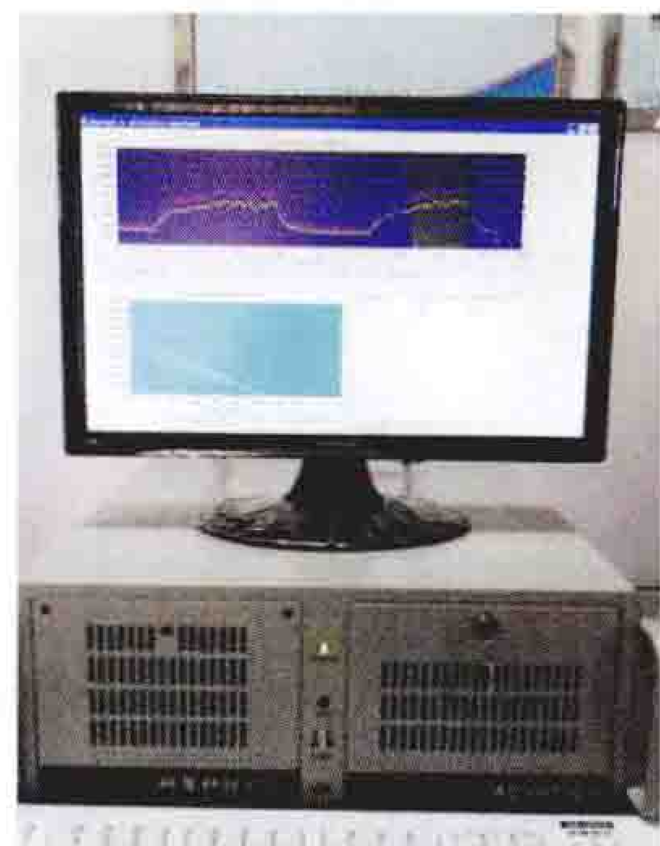


图2　反应堆物理实验数据采集

零功率反应堆　可以实现自持链式裂变反应的临界装置。

由于其功率是从零点几瓦到几十瓦，远远低于一般反应堆的功率，因此称为零功率反应堆。它具有可接近性和灵活可变性的优点，其栅格构成和布置可根据实验的需要改变。因为其运行功率很低，信号微弱，所以要求其控制系统格外灵敏；又因功率很低、发热甚微，所以它不需要设置冷却系统。反应堆物理实验一般多在零功率堆上进行。零功率堆的安全性是非常重要的问题，设计上要求遵从“失事安全”原则，系统装设有多重保护设施，如设置两个以上的独立停堆系统等。

反应堆物理实验不仅要求有先进的测量技术，而且还必须有可靠的设施与严格科学的规程，以确保安全。每个反应堆物理实验中心的实验研究人员都受过安全文化教育和专门技能培训。

虽然热中子反应堆的大部分物理问题可以用理论方法解决，但核动力堆堆芯运行物理特性还主要依靠实验测定。另外，在多维时空动力学等动态反应堆物理问题方面，实验研究仍具有重要作用。一些新的反应堆堆型，反应堆物理实验仍然占有很重要的地位。快中子反应堆在技术上比热中子反应堆复杂，快中子反应堆的安全问题也多一些。理论与实验都需要做大量工作，特别对涉及安全的重大问题还需要进行大量实验工作。

fanyingdui yalirongqi cailiao

反应堆压力容器材料 （material for reactor pressure vessel） 包括反应堆压力容器母材和紧固件的材料。由于反应堆压力容器在高温高压水和强中子辐照环境下工作，它的完整性对核电厂安全极为重要，因此，对反应堆压力容器材料有严格的要求，应具有合适的力学性能、良好的加工、焊接性能及辐照性能。

压力容器母材 压水堆、沸水堆和高温气冷堆压力容器的母材世界各国普遍采用锰-镍-钼（Mn-Ni-Mo）系低合金钢，其化学成分和力学性能见表1和表2。

化学成分 除表1中规定的各种成分允许限值外，应严格控制材料中的磷（P）、镍（Ni）、铜（Cu）元素含量，使材料受中子辐照后脆性转变温度不致升高太多；严格控制其中硫（S）、砷（As）、锑（Sb）、锡（Sn）等微量元素含量，以避免钢材的热脆性；控制其中钴 Co 含量，以减少材料的感生放射性（见放射性）。

力学性能 反应堆压力容器材料需有良好的冲击韧性，以避免水压试验时的脆性破坏和限制运行期间的中子辐照脆化（见表2）。一般要求材料试样在某一参考无延性转变温度 RT_{NDT}（见无延性转变温度）时夏比 V 形缺口冲击性能试验的 C_v 值要大于 86J，横向侧膨胀量要大于 0.9mm。在工程上，采用 SA508-3 钢时，往往先定一个温度（10、−10℃或−12℃），要求在该温度下落锤试验不裂，定为 RT_{NDT}。再按 RT_{NDT} + 33℃做夏比 V 形缺口冲击性能试验，使试样的 C_v 值达到上述要求。对反应堆压力容器筒身段的材料，还要求 C_v 曲线的上平台能量，使 $C_v^{EVS} \geq 130J$。

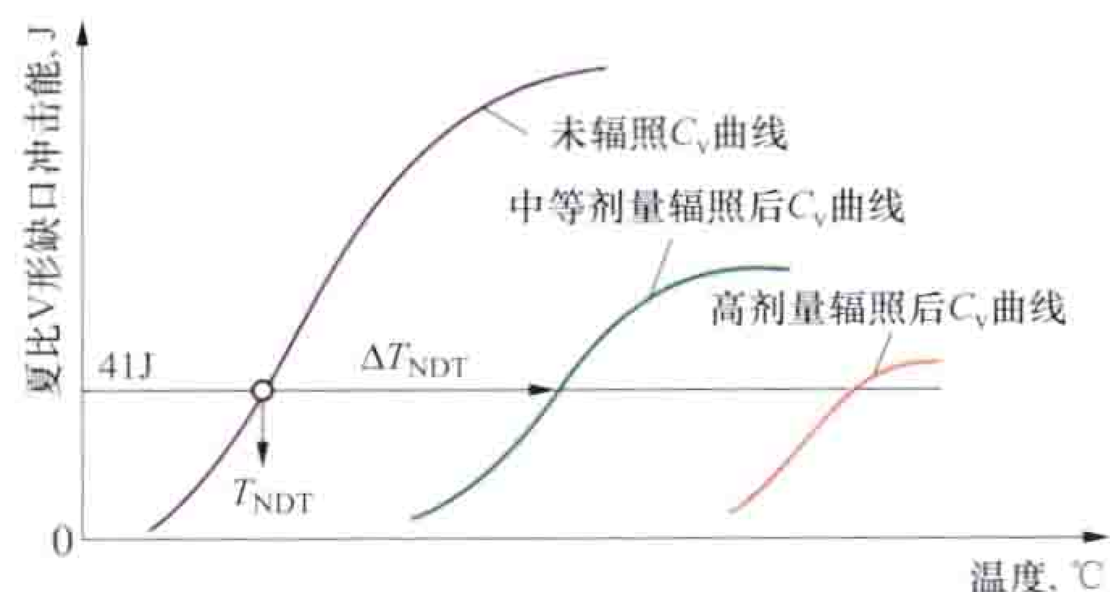
表 1 反应堆压力容器材料化学成分

标准	型式	名 称	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Cu	Mo	V	Al
ASME（美国）	板材	SA533BC11	≤0.25	0.15/0.30	1.15/1.50	≤0.035	≤0.040	0.40/0.70	—	0.10	0.45/0.60	—	—
	锻件	SA508C13	0.15/0.25	0.15/0.35	1.20/1.50	≤0.025	≤0.025	0.40/1.00	≤0.05	—	0.45/0.60	≤0.05	—
TUV（德国）	板材	22NiMoCr37	0.17/0.25	0.15/0.35	0.50/1.00	≤0.020	≤0.020	0.6/1.20	0.30/0.50	—	0.50/0.80	≤0.03	
	锻件	20MnMoNi55	0.17/0.23	0.15/0.30	1.00/1.50	≤0.020	≤0.020	0.40/0.80	≤0.30	≤0.18	0.45/0.60	≤0.03	≤0.05
JIS（日本）	板材	SQV2B	≤0.25	0.15/0.30	1.15/1.50	≤0.035	≤0.040	0.40/0.70	—	—	0.45/0.60	≤0.05	—
	锻件	SFVV3	0.15/0.25	0.15/0.35	1.20/1.50	≤0.025	≤0.025	0.40/0.80	—	—	0.45/0.60	≤0.05	—
RCCM（法国）	板材 锻件	16MND5	≤0.20	0.10/0.30	1.15/1.55	≤0.008 (0.015)	≤0.008 (0.012)	0.50/0.80	≤0.25	≤0.08	0.45/0.55	≤0.01	≤0.04

表 2 反应堆压力容器材料力学性能

标准	名 称	室 温				高 温（350℃）		
		屈服强度 $\sigma_{0.2}$（MPa）	抗拉强度 σ_b（MPa）	延伸率 δ（%）	断面收缩率 Φ（%）	屈服强度 $\sigma_{0.2}$（MPa）	抗拉强度 σ_b（MPa）	延伸率 δ（%）
ASME（美国）	SA533BC11	≥345	551/690	≥18	≥38	≥285	≥526	≥16
	SA508C13	≥345	551/724	≥18	≥38	≥285	—	≥16
TUV（德国）	22NiMoCr37	≥392	≥559	≥18	≥45	≥343	≥490	≥14
	20MnMoNi55	≥392	≥559	≥19	≥45	≥314	≥490	≥14
JIS（日本）	SQV2B	≥480	620/853	≥16	—	—	—	—
	SFVV3	≥345	≥549	≥18	≥38	—	—	—
RCCM（法国）	16MND5	≥400	550/670	≥20	—	≥300	—	≥20

辐照性能　反应堆压力容器材料受能量大于 1MeV 的快中子辐照后，其金属晶格点阵会出现缺陷，从而使材料的力学性能改变。此时，钢材的强度升高，塑性、韧性降低，尤其是韧性降低。如以夏比 V 形缺口冲击韧性数据来衡量，未辐照和已辐照（快中子注量率为 $1\times10^{19}\sim5\times10^{19}\,n/cm^2$）的钢材，可用 T_{NDT} 温度升高值 ΔT_{NDT} 来表征中子辐照后的脆化倾向（见图）。如果 ΔT_{NDT} 升高从而使 T_{NDT} 升高，在反应堆压力容器的正常运行温度小于 $T_{NDT}+33℃$，压力容器就可能产生脆性破坏。所以，在选材时应对制造压力容器的母材和焊接接头（包括焊缝金属及热影响区）的试样事先做辐照试验，以确定 ΔT_{NDT} 的值。



评定反应堆容器钢材辐照脆化的无延性转变温度曲线

41J 通常作为钢材脆性的判据

疲劳和断裂性能　通过对材料进行疲劳试验，求得疲劳曲线，以验证该曲线不低于规范确定的疲劳曲线。近期，还规定反应堆压力容器材料需满足断裂韧性的要求，即从断裂力学试验中获得的数据应高于规范规定的参考临界应力强度因子（K_{IR}）-温度（$T-RT_{NDT}$）曲线。其中 T 为许用 K_{IR} 的对应温度；RT_{NDT} 为参考无延性转变温度；$T-RT_{NDT}$ 是两者的温差。

紧固件材料　反应堆压力容器所用的螺栓、螺母和垫圈材料要有较高的强度，同时又有良好的塑性、韧性和抗疲劳性能。一般使用的材料均类似于美国 $SA540B_{23}$ 和 B_{24} 铬-镍-钼合金钢，$SA540B_{23}$ 用于螺母及垫圈。

fanyingdui yalirongqi shuiwei celiang

反应堆压力容器水位测量

（water level measurement of reactor pressure vessel）　压水堆事故后监测的重要手段，其测量数据用于判断失水事故（见核电厂严重事故）后堆芯是否具备足够的冷却条件，有助于操纵员采取正确的事故处理措施。为适应反应堆压力容器高温、高压、高辐照的条件，且有高的可靠性，反应压力容器水位测量可行的方案有差压法方案和热端加热热电偶（热电阻）方案。

差压法方案　其测量原理与常规的密闭容器差压法水位测量原理相同。压力容器上部压力取样点设在放气管上，下部压力取样点设在堆芯中子注量率测量密封组件管上，压力测量的引压管采用带金属膜片充加压除盐水的隔离毛细管，用以预防反应堆冷却剂泄漏风险，以及在反应堆冷却剂快速卸压时不需充排水。由于失水事故时一回路系统处于不同的温度、压力和主泵运行状态，为保持相应的测量精确度，检测系统通常由几台不同量程的差压变送器组成，并对堆芯及引压管内水的密度变化进行补偿。

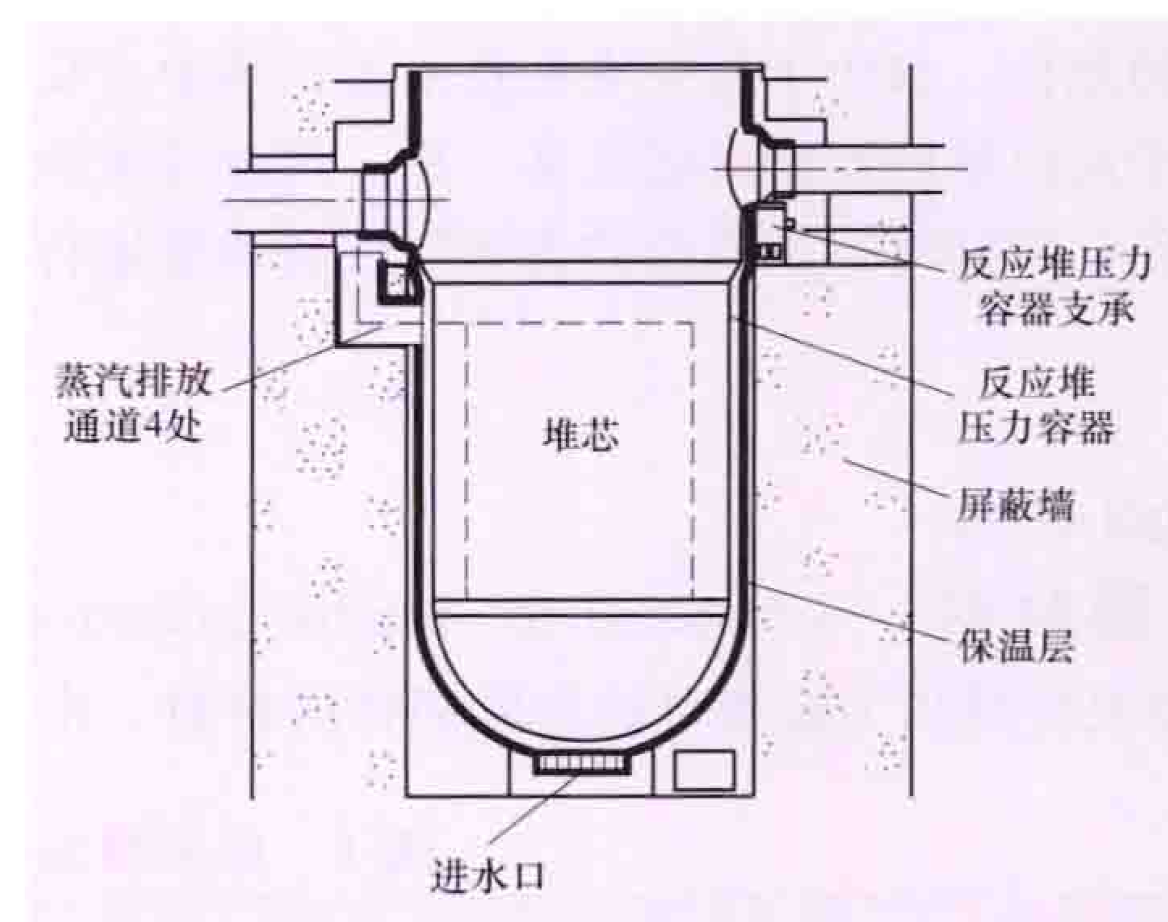
热端加热热电偶（热电阻）方案　整个探测组件由数个液位探测点组成，每个探测点由两支热电偶（热电阻）组成，其中一支热电偶加热，而另一支热电偶不加热。当液位高于探测点时，由于液体导热性能良好，此时这对热电偶（热电阻）测出的温度差别很小。当液位低于探测点时，由于气体导热性能较差，温度差别较大，从而可以判断液位处于哪两个探测点之间。

fanyingdui yali rongqi waibu lengque sheshi

反应堆压力容器外部冷却设施

（system for cooling outside of reactor pressure vessel）　压水堆核电厂严重事故缓解措施之一。其功能是，在发生堆芯熔化严重事故下，为防止熔融物积聚在压力容器下部，造成压力容器蠕变破裂而失效，将冷却水注入压力容器外表面带走热量，将堆芯熔融物包容在压力器内，从而避免由于压力容器破裂流入安全壳的熔融物和混凝土底板发生反应而熔穿，避免大量放射性物质向环境释放。

事故发生后，安全壳内置换料水箱向反应堆压力容器腔室充水淹没腔室。冷却水通过进水流道、反应堆冷却剂疏水箱隔间，从压力容器保温层进水口进入压力容器与保温层之间的空间（见图），直接从压力容器外表面对压力容器进行冷却。冷却水被加热，产生的蒸汽从压力容器接管下面四个蒸汽排放口排到安全壳空间。蒸汽热量使安全壳壁面温度上升，后被非能动安全壳冷却系统冷却，冷凝的凝结水经内置换料水箱流回反应堆腔室（堆腔），实现反应堆压力容器的长期外部冷却。



反应堆压力容器、压力容器保温层和反应堆堆腔示意

压力容器保温层的支承格架和保温层板在结构上形成冷却水及蒸汽的可靠流道，承受由于水的汽化和蒸汽排出而产生的两侧边界压差。进水口要求流通截面大，压降小，堆腔充水时能自动开启。正常工况下，进水口处于关闭状态，以避免压力容器和保温层间形成空气循环通道。

fanyingdui yibiao jiance xitong

反应堆仪表监测系统

（reactor instrumentation monitoring system）　用以在正常运行和事故工况下监测反应堆工作状况的仪表系统。反应堆仪表监测系统监测反应堆内核裂变反应过程，监测热能在堆内传递的热工过程，以及监测与反应堆组成部件工作状态有关的各种参数，及时向主控制室提供反应堆运行或事故工况下的全部信息，并向反应堆控制系统和保护系统提供相应的信号。

反应堆仪表监测系统的组成与堆型有关。就压水堆而言，有核功率测量系统、堆芯测量系统、控制棒位置指示系统，以及事故后反应堆监测系统等四部分。对压力管式反应堆来说，它由大量相同的工艺单元组成，为此设置工艺管成群监测系统。前述的监测系统均为直接物理量监测系统。

核功率测量系统　由布置在反应堆四周的探测器和测量

仪表组成。通过监测堆芯外的中子注量率来监测反应堆在起动、正常运行和停闭时的功率、功率变化速率和功率分布，为反应堆功率调节系统提供中子注量率水平信号，并为反应堆保护系统提供超功率、功率倾斜或短周期等保护信号。

堆芯测量系统　由堆芯中子注量率测量系统和堆内温度测量系统组成。

（1）堆芯中子注量率测量系统。由设置在燃料组件测量管道中的微型裂变室、微型裂变室传动机构及测量仪表组成，或由固定设置在测量管道内沿堆芯高度分布的自给能中子通量探测器及测量仪表组成，用以监测堆芯不同部位、不同高度的中子注量率水平，监测堆芯功率峰值，并为验证堆芯物理性能，以及燃料管理提供实测数据。（见堆芯中子注量率测量）

（2）堆内温度测量系统。由设置在燃料组件靠近冷却剂出口处的热电偶、引出电缆及测量仪表组成，用以监测反应堆径向不同部位、不同燃料组件的温度值，监测燃料组件的过热。（见堆内温度测量）

控制棒位置指示系统　用以监测各类控制棒在堆芯中的位置，并在主控制室显示每组控制棒的插入深度，以便于操纵员调整控制棒的插入深度，保持合理的堆芯中子注量率分布。（见控制棒位置指示）

事故后反应堆监测系统　美国三里岛核电厂事故后发展起来的系统，用以监测失水事故后堆芯是否具备充分的冷却条件，主要的监测参数有反应堆压力容器中的水位、堆芯出口温度和反应堆出口冷却剂的欠热度。在发生严重事故的情况下，也能向操纵员提供必需的信息。堆芯出口温度测量仪表的量程须扩展到严重事故下的预期变化范围，并且所用的热电偶及相应连接电缆应能耐受严重事故时的环境条件。

工艺管成群监测系统　通常设有工艺管冷却剂进口流量、出口温度监测装置，石墨气冷堆还设有元件表面温度监测装置，以监测工艺管及其燃料元件的运行状况。

间接物理量监测装置　除了直接物理量监测系统外，一般还设有间接物理量（如反应性、偏离泡核沸腾比等）的监测装置，以便于对反应堆工作状态的监测。

反应性模拟器是利用点中子动力学模型，将反应堆中子注量率的变化反演为反应性参量。早期的反应性模拟器基于模拟计算机技术，近期的反应性模拟器采用了数字模拟混合技术，以提高测量精度。

一些核电厂反应堆上设有失水事故监测系统，通过对系统参数、中子注量率信号和控制棒棒位信息等的分析，不断计算最小失水事故裕度，查找和发现最小裕度点，并给出低失水事故裕度、轴向功率分布偏差超差、功率方位角倾斜超差、超出运行图等的报警。

反应堆仪表监测系统的特点：①与反应堆的安全密切相关。因此必须保证测量系统充分可靠，对一些重要参数的监测要考虑冗余性，彼此互相独立，并进行实体分隔，以防止共模故障。②与反应堆紧急停闭、堆芯应急冷却、余热导出、防止放射性物质外逸有关的仪表和监测系统属于安全（1E）级。1E级设备应在发生事故期间及事故以后保持正常功能。1E级设备应符合严格的质量保证要求，并能耐安全停堆地震。此外，安装在安全壳内的1E级设备，还应能耐失水事故时的温度和压力，并能抗含 NaOH 水的腐蚀。③从次临界到满功率，反应堆中子注量率水平的变化达10个数量级以上，核功率测量系统应具有很宽的量程范围。④堆芯测量装置及引出电缆应能耐高中子注量率和高强度的 γ 辐照。

fanyingdui yu duinei goujian zhendong jiance

反应堆与堆内构件振动监测　(vibration monitoring for reactor and internals)　对反应堆压力容器及堆内构件的振动情况进行监测。中国大部分核电厂有6个加速度传感器安装在压力容器上（3个安装在容器顶盖顶端吊耳的螺栓上，3个安装在反应堆容器上的安装块上），传感器的输出信号与容器的加速度振动幅值成正比。

通过采集堆外4个长中子电离室上部第二段和下部第五段的信号，并将其与反应堆功率成正比的平均注量率信号进行处理，送噪声诊断系统。根据每个电离室各段上的差异，以测定堆内构件的振动，并监测异常情况。利用数据库中已有的数据，可以判断引起这种异常的原因。

堆内构件的振型有梁式和壳式两种。梁式振型用以监测燃料组件和吊篮筒体的振动，这种振动改变了堆内构件结构和中子探测器之间水层的厚度，导致探测器上测得的中子注量率随上述结构的振动频率而变化。

壳式振型用以监测堆内构件热屏的振动，这种振动导致堆芯筒体与热屏之间水层厚度的变化，影响中子撞击热屏时的能谱。由于热屏对中子的吸收与其能量有关，从而造成中子探测器上信号的脉动。

fanyingdui zhouqi

反应堆周期　(reactor period)　反应堆内中子密度（或中子注量率）变化因子 e 所需的时间。具体讲，反应堆超临界时，中子密度增长到 e 倍所需要的时间，或反应堆次临界时，减少到 $1/e$ 的时间，也称反应堆稳定周期。反应堆内中子密度增长时反应堆周期为正值，称为正周期；减少时反应堆周期为负值，称为负周期。$N(t)=N_0e^{t/T}$，其中，N_0 为 $t=0$ 时的中子密度，T 为反应堆周期。反应堆周期与反应性的关系可用倒时公式表示（见反应堆动态学）。当反应堆内中子密度不随时间变化，保持常数时，反应堆周期为无穷大。为了实际测量方便，在反应堆运行中，常应用反应堆倍周期 T_b（doubling time）概念，即反应堆内中子密度增加一倍的时间。$N(T_b)=2N_0=N_0e^{T_b/T}$，所以 $T_b=T\ln 2=0.693T$。应该指出，反应堆内中子密度与反应堆功率成正比，也可用 $P(t)=P_0e^{t/T}$ 表示，其中，P_0 为 $t=0$ 时的反应堆功率，即反应堆周期是反应堆功率增长到 e 倍所需要的时间，或反应堆功率减少到 $1/e$ 的时间。

当反应堆超临界时，存在着一次允许释放的反应性量，如轻水堆中，约为 2×10^{-3} $(\Delta k/k)$，与此相应的反应堆周期保护限值约为15s。反应堆主控制室内装设有反应堆周期测量与保护的仪器仪表，如超过此限值，则给出信号报警并保护停堆。压水堆核电厂中对反应堆周期有限制，但不停堆。

fanyingxing

反应性　(reactivity)　反应堆偏离临界的程度。数值上等于反应堆的有效增殖因数 k_{eff} 减1与有效增殖因数 k_{eff} 之比，即 $\rho=\dfrac{k_{eff}-1}{k_{eff}}=\dfrac{\Delta k}{k}$。当反应堆处于临界状态时，$k_{eff}=$

1，反应性 $\rho=0$；当反应堆超临界时，$k_{eff}>1$，反应性 $\rho>0$；当反应堆处于次临界状态时，$k_{eff}<1$，反应性 $\rho<0$。反应性 ρ 的绝对值越大，则反应堆离开临界状态的程度越远。当 ρ 为负时，其绝对值称为次临界度。

在反应性发生阶跃变化的情况下，反应性 ρ 和反应堆稳态周期 T 的关系（见反应堆动态学）为 $\rho=\frac{\Lambda}{T}+\sum_{i=1}^{I}\frac{\beta_i}{1+\lambda_i T}$，式中 Λ 为反应堆平均每代中子时间；β_i 为第 i 组缓发中子的有效份额；λ_i 为第 i 组缓发中子先驱核的衰变常数。

反应堆中重要的反应性值有剩余反应性（也称后备反应性）、控制毒物的价值、停堆深度等。几种主要堆型的各种反应性值见表。

几种主要堆型的各种反应性值

项目	沸水堆	压水堆	重水堆	高温气冷堆	钠冷快堆
清洁堆芯的剩余反应性					
在 20℃ 时	0.25	0.293	0.075	0.128	0.050
在运行温度时		0.248	0.065		0.037
在平衡氙和钐时		0.181	0.035	0.073	
总的被控价值	0.29	0.32	0.125	0.21	0.074
控制棒的价值	0.17	0.07	0.035	0.16	0.074
可燃毒物的价值	0.12	0.08	0.09	0.10	
化学补偿价值		0.17			
停堆深度					
冷态和清洁的堆芯	0.04	0.03	0.05	0.082	0.024
热态和平衡氙和钐时		0.14		0.137	0.037

剩余反应性　在反应堆中没有任何控制毒物（如控制棒、可燃毒物和化学补偿毒物等）的条件下，反应堆超临界反应性称为剩余反应性。反应堆剩余反应性的大小与反应堆的运行时间和工况有关。

控制毒物的价值　控制毒物投入堆芯时所引起的反应性变化的绝对量，也称反应性当量。

停堆深度　当全部控制毒物投入堆芯时的反应堆所达到的次临界度。显然停堆深度等于全部控制毒物的价值与反应堆的剩余反应性之差，它与反应堆的运行时间和工况有关。

fanyingxing kongzhi

反应性控制

（reactivity control）　通过有效的控制方法对反应堆内剩余反应性的控制，其主要任务是：当反应堆出现异常现象或事故时，能紧急停堆并保持适当的停堆深度；反应堆跟踪二回路负荷变化的要求；在整个堆芯寿期内保持比较平坦的功率分布；反应堆长期运行的要求。凡是能够有效地影响反应堆内反应性的任何装置、机构和过程都可以用作反应性的控制。反应性控制方法有中子吸收法、改变中子慢化性能法、改变燃料含量法及中子泄漏法四种。

中子吸收法　利用在堆芯中添加或移出控制毒物来改变堆内中子吸收。压水堆核电厂中广泛采用吸收中子的毒物有控制棒、可燃毒物棒和冷却剂中加入可溶性硼酸三种。

改变中子慢化性能法　多指重水-轻水混合反应堆中，通过调节重水与轻水的比例，来改变反应堆内中子能谱，从而改变反应性的方法。（见重水堆核电厂）

改变燃料含量法　在用燃料作为控制棒跟随体的情况下，当移动控制棒时，除了改变反应堆内中子吸收之外，还改变反应堆内燃料含量，从而改变反应性。

中子泄漏法　利用移动反射层的方法，改变反应堆内中子泄漏量，从而改变堆芯反应性。

反应性控制方法选择与反应堆堆型紧密相关。在石墨或重水作慢化剂的反应堆中，由于初始的剩余反应性比较小，控制棒的效率较高，因此多采用控制棒控制方式。压水堆因用途不同，控制方式也不同。军用压水堆（如核潜艇）采用控制棒控制，而压水堆核电厂采用在冷却剂中添加适量硼酸、控制棒和堆芯中添加可燃毒物棒联合控制方式（见压水堆核电厂反应性控制）。沸水堆与压水堆不同，不能采用在冷却剂中添加硼酸吸收剂，而用控制棒与调节冷却剂流量以改变冷却剂中含汽量的联合控制方法控制堆内反应性。在小型快中子反应堆中，可利用移动反射层的办法来改变堆内中子泄漏量，以实现对反应性的控制。

fanyingxing xishu

反应性系数

（reactivity coefficient）　反应堆的反应性 ρ 对某给定相关参数 x 的偏导数 α_x，即 $\alpha_x=\frac{\partial\rho}{\partial x}$。常用的反应性系数有温度系数、空泡系数及功率系数等几种。反应性对温度的偏导数称为反应性温度系数，简称温度系数；反应性对冷却剂的空泡份额的偏导数称为反应性空泡系数，简称空泡系数。这些参数的变化往往是由于反应堆内中子密度或功率的变化引起的。而反应堆内中子密度的变化又是反应性的变化引起的。这样就形成一种反馈效应。反馈的强弱用反应性系数来表征。反馈效应的正负影响反应堆的稳定与安全。为了保证反应堆的安全，要求反应性系数是负值。

温度系数　温度变化 1K 引起反应性的变化，即 $\alpha_T=\frac{\partial\rho}{\partial T}$。堆芯中各种成分（燃料、慢化剂和冷却剂等）的温度及其温度系数都是不同的。反应堆总的温度系数等于各成分的温度系数的总和，即

$$\alpha_T=\sum_i\frac{\partial\rho}{\partial T_i}=\sum_i\alpha_{T_i}$$

式中 T_i 和 α_{T_i} 分别为堆芯中成分 i 的温度和温度系数。其中起主要作用的是燃料温度系数 $\alpha_T(\mathrm{F})$ 和慢化剂温度系数 $\alpha_T(\mathrm{M})$。

（1）燃料温度系数。核燃料温度变化 1K 引起的反应性的变化，即 $\alpha_T(\mathrm{F})=\frac{\partial\rho}{\partial T_{\mathrm{F}}}$，式中 T_{F} 为堆芯中核燃料的温度。反应堆的热量产生于燃料内，燃料温度变化对反应堆功率变化的响应是瞬时的，所以燃料的温度效应是一个瞬发效应，它对反应堆的安全起着十分重要的作用。

燃料温度系数主要是由燃料核共振吸收的多普勒（Doppler）效应（见中子核反应截面）引起的，故又称多普勒反应性系数。燃料温度升高将使 ^{238}U 共振吸收峰展宽，导致中子的共振吸收增加，从而引起反应性的减少。因此对采用低富集度核燃料的反应堆来说，多普勒反应性系数是负值。此外，核燃料因温度变化引起热膨胀，导致核燃料密度变化，从而引入反应性变化，这种机理对金属铀燃料较重要。

（2）慢化剂温度系数。慢化剂温度变化 1K 所引起的反

应性的变化，即 $\alpha_T(\mathrm{M})=\frac{\partial\rho}{\partial T_\mathrm{M}}$，式中 T_M 为慢化剂的温度。由于热量从燃料到慢化剂有一个热传递过程，慢化剂的温度变化对功率变化来说要滞后一段时间，因此慢化剂温度效应是一种滞后效应。

慢化剂的温度升高以后，慢化剂的密度（特别是液态慢化剂）及其微观中子截面都会发生变化，这将使慢化能力减弱与中子能谱硬化。由于慢化能力的减弱，中子未慢化至热能前被核共振吸收的概率增大，而引起反应性的减小。这是一个负效应。由于慢化剂密度的减小，慢化剂对热中子的吸收也相应地减小，因而慢化剂相对于燃料对热中子的吸收减少了，从而使反应堆的热中子利用因数提高了。这将导致反应性的增加。它是一个正效应。此外，由于中子能谱的硬化，燃料每吸收一个热中子后，由于裂变产生的平均快中子数会有所降低，从而引起反应性的减小。综合这些因素，慢化剂的温度系数可正可负，视具体情况而定。压水堆核电厂中含化学补偿毒物硼酸，当硼酸浓度增加时，慢化剂的温度系数有可能为正值。为了使其具有负反应性系数，对硼酸的含量应加以限制［硼浓度一般限制在 1300～1400μg/g（1300～1400ppm）］。

空泡系数　在反应堆中，冷却剂内的空泡份额变化 1/100 所引起的反应性变化，即 $\alpha_V=\frac{\partial\rho}{\partial x_V}$，式中 x_V 表示在冷却剂内汽泡所占的体积百分数。

以液体作慢化剂和冷却剂的反应堆中，由于冷却剂的沸腾（包括局部沸腾）产生的汽泡占据了液体慢化剂的空间，这将导致：①慢化剂对中子吸收的减少，从而使反应堆的热中子利用因数提高；②中子泄漏增加；③慢化能力的变小和中子能谱硬化。第一项为正效应，第二项为负效应，第三项可以是正效应，也可以是负效应。总的净效应是正还是负与反应堆的类型及其核特性有关，并与空泡出现的位置有关。一般说来，对于压水堆是负效应；而对大型快中子反应堆，可能出现正效应，特别是当空泡出现在堆芯中心区时。

几种典型反应堆的反应性系数如表所示。

几种典型反应堆的反应性系数

项　　目	沸水堆	压水堆	重水堆	高温气冷堆	钠冷快堆
燃料温度系数（10^{-5}/K）	−4～−1	−4～−1	−1～−2	−7	−0.1～−0.25
慢化剂温度系数（10^{-5}/K）	−50～−8	−50～−8	−3～−7	+1.0	
空泡系数（10^{-5}/%功率）	−200～−100	0	0	0	−12～+20

功率系数　反应堆单位热功率变化所引起的反应性变化，即 $\alpha_P=\frac{\mathrm{d}\rho}{\mathrm{d}P}$，式中 P 为反应堆的热功率；ρ 为反应性。反应堆的功率发生变化时，堆内核燃料的温度、慢化剂的温度，以及冷却剂中的空泡含量都会发生变化，从而引起反应性的总变化。因此，功率系数 α_P 是所有反应性系数（燃料温度系数、慢化剂温度系数、空泡系数等）的总和。压水堆核电厂，在整个堆芯寿期中，它是负的。在堆芯寿期末其负值更大，这是由于堆芯寿期末慢化剂的负温度效应增大的缘故。在压水堆核电厂中，从低功率 P_1 升至高功率 P_2 所引起的反应性变化量为 $\int_{P_1}^{P_2}\frac{\mathrm{d}\rho}{\mathrm{d}P}\cdot\mathrm{d}P$，此功率系数的积分值为功率亏损。

参考书目

谢仲生．核反应堆物理分析（修订本）．西安：西安交通大学出版社，2004.

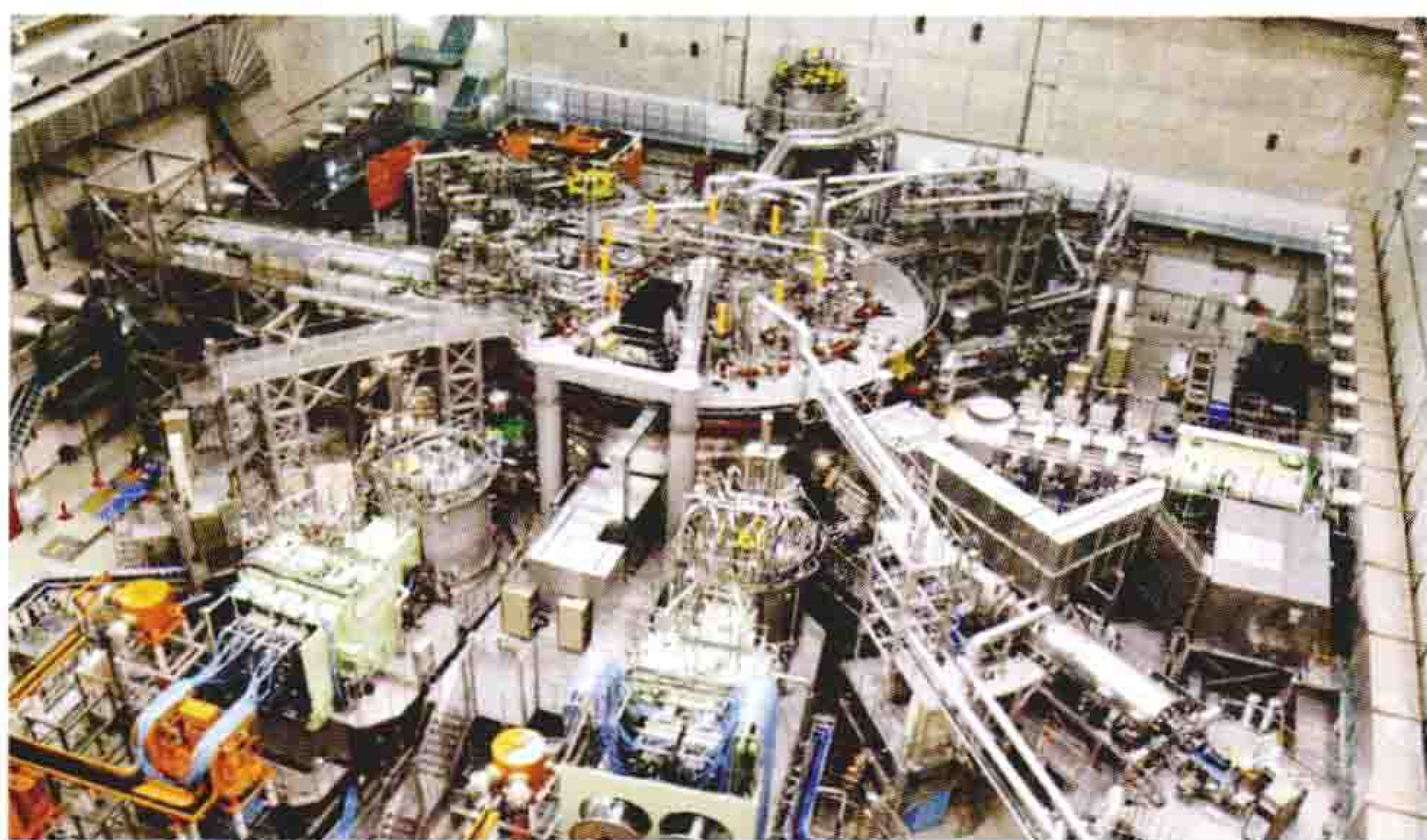
郑福裕．压水堆核电厂运行物理导论．北京：原子能出版社，2009.

fangxingqi

仿星器　（stellarator）　用外部载流线圈使磁力线产生旋转变换并具有非轴对称环形磁约束位形的核聚变实验装置。这种磁场位形可以使带电粒子在环形区域中的轨道封闭而实现长期约束。与托卡马克装置相似，传统的仿星器也是由磁体（环向场线圈和极向场线圈）、真空室和抽气系统、偏滤器系统、支撑结构、供电系统、控制系统、加料系统、诊断系统、中性束注入和微波加热系统等组成。经过几十年发展，现代仿星器的磁体结构有了很大变化，环向磁体与极向磁体可以一体化地做成模块式结构，但加工制作工艺必须非常精确，磁场误差应小于 1/10 000～2/10 000；也可以通过在真空室外布置螺旋线圈产生所要求的位形，具体可分成扭曲器、空间磁轴仿星器、优化位形仿星器、螺旋器等。仿星器与托卡马克装置的区别是：①用外部线圈产生约束的极向磁场；②无等离子体电流，无破裂和竖直位移不稳定性；③有良好的磁面结构，即使在真空区域也是如此；④全区域的反剪切，能够稳定新经典撕裂模。除稳态运行之外，通过改进位形还可以进一步提高仿星器型核聚变反应堆的品质。

原理　在具有拓扑环形真空室（呈扭曲环形，其轴线为空间闭合曲线）的外部，通过特殊配置载流线圈，可以在真空室内形成沿大环方向前进又不断沿小环方向旋转的磁力线。由这些磁力线组成内部封闭的磁面，最外一个封闭磁面称为分界磁面，其外部（靠近真空室处）的磁力线不闭合，形成独特的非轴对称偏滤器结构。这种三维磁场结构（称真空磁面）形成了稳定约束等离子体的磁场位形。利用微波产生并加热初始等离子体，利用中性束注入和更大功率的二级微波加热，可以将等离子体加热到 10^8 K 以上的温度。

发展和前景　仿星器最早于 1951 年由美国学者 L. Spizer 提出，并于 1952 年建造装置而开始研究。20 世纪 60 年代遭受挫折，70 年代后在一些小型装置的实验中基本解决了磁场位形不精确引起等离子体损失问题，同时提出了多种改进位形。80 年代，德国、日本和苏联建造了多台仿星器。由于仿星器没有破裂不稳定性（有利于稳态运行），因而作为托卡马克装置的改进和可能的替代装置而受到重视。20 世纪 90 年代，在几个中型仿星器上获得的实验结果优于托卡马克装置，等离子体密度达到托卡马克装置的 3 倍。日本建成超导磁体仿星器 LHD（造价 500 亿日元），1998 年投入运行（见图）；德国自 2002 年起建造全球最大超导磁体仿星器 W7-X，预计 2014 年建成并投入运行。这些装置将开展接近点火条件的等离子体物理实验研究。总体上看，仿星器的实验研究成果落后于托卡马克装置。



日本大螺旋装置 LHD 外貌（潘传红 提供）

参考书目

石秉仁．磁约束聚变原理和实践．北京：原子能出版社，2008.

fangshexing

放射性

（radioactivity） 某些核素自发地放出粒子或γ射线，或在俘获轨道电子后放出 X 射线，或发生自发裂变的性质。它是法国物理学家 A. H. 贝可勒尔（Antoine Henri Becquerel，1852—1908）在 1896 年研究铀矿的荧光现象时发现的。能自发地放射各种射线的核素称为放射性核素。

放射性有天然放射性和人工放射性之分。天然放射性是指天然存在的放射性核素所具有的放射性，人工放射性是指用人工办法（如用反应堆和加速器）生产的放射性核素所具有的放射性。已知 1700 多种放射性核素中，人工放射性核素占绝大多数。

原子核衰变 原子核自发地放射出α或β等粒子而其本身转变为另一种原子核。放射性与放射性物质的原子核衰变有密切关系。放射性核素衰变的快慢常用半衰期来表示，即一定量的原子核衰变掉一半所需要的时间。半衰期的范围可从 10^{10} 年到 10^{-9} s。原子核衰变的形式有多种，主要有α衰变、β衰变、γ衰变、同质异能跃迁及自发裂变等。

α衰变 原子核（母核）自发地放射出α粒子（氦核）而转变为电荷数减 2，质量数减 4 的原子核。表示式为 ${}^{A}_{Z}X \longrightarrow {}^{A-4}_{Z-2}Y + {}^{4}_{2}He$，式中 X 为母核，Y 为子核，$A$ 为原子核的质量数，Z 为原子序数。

β衰变 原子核自发地放射电子或正电子或俘获一个轨道电子而发生转变。可区分为三种类型：

（1）原子核自发地放射出电子而转变为电荷数加 1、质量数不变的原子核时，称为 β^- 衰变。表示式为 ${}^{A}_{Z}X \longrightarrow {}^{A}_{Z+1}Y + e^- + \overline{\nu}$，式中 e 为电子，$\overline{\nu}$ 为反中微子。

（2）原子核自发地放射出正电子而转变为电荷数减 1、质量数不变的原子核时，称为 β^+ 衰变。表示式为 ${}^{A}_{Z}X \longrightarrow {}^{A}_{Z-1}Y + e^+ + \nu$，式中 e^+ 为正电子，ν 为中微子。

（3）原子核俘获轨道电子而转变为电荷数减 1、质量数不变的原子核的现象称为轨道电子俘获。表示式为 ${}^{A}_{Z}X + e^- \longrightarrow {}^{A}_{Z-1}Y + \nu$。

γ衰变 γ辐射（或称γ光子）是经常伴随α或β衰变产生的。α衰变或β衰变所形成的子核，有的全部或大部分处于激发态。激发态是不稳定的，当从激发态直接退激或者级联退激到基态时，放出γ射线。这种现象称为γ衰变（或称γ跃迁）。γ衰变的子核和母核，其电荷数和质量数均相同，仅核的内部状态不同。有时从激发态转变到基态时，放出一个核外电子，称为内转换电子。内转换过程放出的内转换电子和放出的γ光子的概率之比称为内转换系数。

同质异能跃迁 原子核处在同质异能态（即原子核的一种平均寿命长得足以被观察的激发态）的γ跃迁。它是放射性衰变的一种形式。长寿命的同质异能态通常在核素符号的左上标质量数后面加上 m 来表示，如 ${}^{60m}Co$。它与 ${}^{60}Co$ 的电荷数和质量数都相同，但半衰期不同，前者为 10.5min，后者为 5.27 年。通常将具有相同质量数和原子序数，而处在不同核能态的一类核素称为同质异能素。

自发裂变 处于基态或同质异能态的原子核在没有外加粒子或能量的情况下发生的裂变。自发裂变和α衰变是重核衰变的两种不同方式。对铀核，自发裂变和α衰变相比很小，仅仅是刚可被探测到的，但对某些人工制造的超重核 ${}^{252}Cf$ 等，自发裂变则是主要的衰变形式。${}^{252}Cf$ 是重要的自发裂变源和中子源。

放射性衰变规律 任何一种放射性原子核在单独存在时，随时间呈指数衰减过程，t 时刻的原子核数为 $N(t) = N_0 e^{-\lambda t}$，式中 λ 为衰变常数，$N_0$ 表示时间为零时刻的母核数。衰变常数 λ 是某种放射性核素的一个原子核在单位时间内进行自发衰变的概率，λ 的大小决定了衰变的快慢，它只与放射性核素的种类有关。衰变常数 λ 与半衰期 T 成反比，λ 越大，表示放射性衰减得越快，显然衰减到一半所需要的时间也就越短。它们的关系是 $\lambda = \frac{\ln 2}{T} = \frac{0.693}{T}$。因为 λ 是常数，所以每个原子核不论何时衰变，其衰变的概率均相同。这意味着，各个原子核的衰变是独立无关的，某一个原子核衰变完全是偶然性事件。

平均寿命 τ 是在某特定状态下原子或原子核系统的平均存活时间。对大量放射性原子核而言，有的核先衰变，有的核后衰变，各个核的寿命长短一般是不同的，从 $\tau=0$ 到 $\tau \to \infty$ 都有可能。但对某一类核素而言，平均寿命 τ 是个常数。平均寿命 τ 和衰变常数互为倒数，即 $\tau = \frac{1}{\lambda}$。

由于测量放射性核的数目极不方便，且常常没有必要，而人们感兴趣又便于测量的是：一定量的某种放射性物质，在一个适当短的时间间隔中所发生的自发衰变数除以该时间间隔所得的商，即衰变率 $-\frac{dN}{dt}$，也称放射性活度。其表达式为 $A \equiv -\frac{dN}{dt} = \lambda N = \lambda N_0 e^{-\lambda t} = A_0 e^{-\lambda t}$，式中 $A_0 = \lambda N_0$，是 $t=0$ 时的放射性活度。放射性活度和放射性核数具有同样的指数衰减规律。

放射系 有的原子核经过一次衰变并不稳定，衰变过程仍继续进行，直到成为稳定核为止，其衰变规律较为复杂，这种衰变叫做连续衰变。连续衰变系列通称为放射系，在地壳中存在三个天然放射系。例如，钍系从 ${}^{232}Th$ 开始，经过 10 次连续衰变，最后得到稳定核素 ${}^{208}Pb$。裂变产物常常要连续衰变，直至转变为稳定核素为止。例如，${}^{140}Xe$ 要经过 4 次 β^- 衰变，转变到稳定核素 ${}^{140}Ce$。

有的放射系中有可能出现放射性平衡。某种衰变链中，各放射性活度均按该链前驱核素的平均寿命随时间作指数衰减变化。这种放射性平衡只有在前驱核素的平均寿命比该衰变链中其他任何一代子体核素的平均寿命长时，才有可能出现。一种情况是，当前驱核素的平均寿命不是很长，但比该链中其他任何一代子体核素的平均寿命长，在时间足够长以后，整个衰变系列会达到暂时平衡，即各放射体的活度之比不随时间变化，各子体随母体的半衰期（或平均寿命）而衰减，如图1所示。

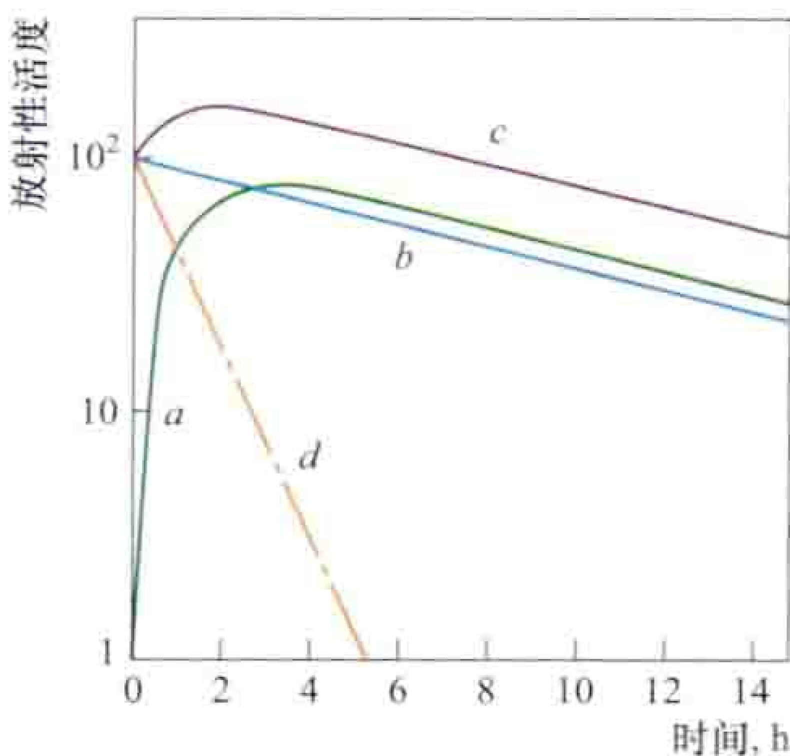


图1　暂时平衡

注：曲线 a 表示子体的放射性活度随时间的变化；曲线 b 表示母体的放射性活度随时间的变化；曲线 c 表示母体子体的总放射性活度随时间的变化；曲线 d 表示子体单独存在时的活度变化。

另一种情况是，如果前驱核素的平均寿命很长，以致在考察期间，前驱核素总体上的变化可以忽略，那么在相当长的时间以后（一般为连续衰变系列中最长的子体半衰期的5～7倍以上）放射系可达到长期平衡，即各子体的放射性活度都等于母体的活度，如图2所示。在未达到平衡以前，子体的活度随时间而增加，直到达放射性平衡为止。

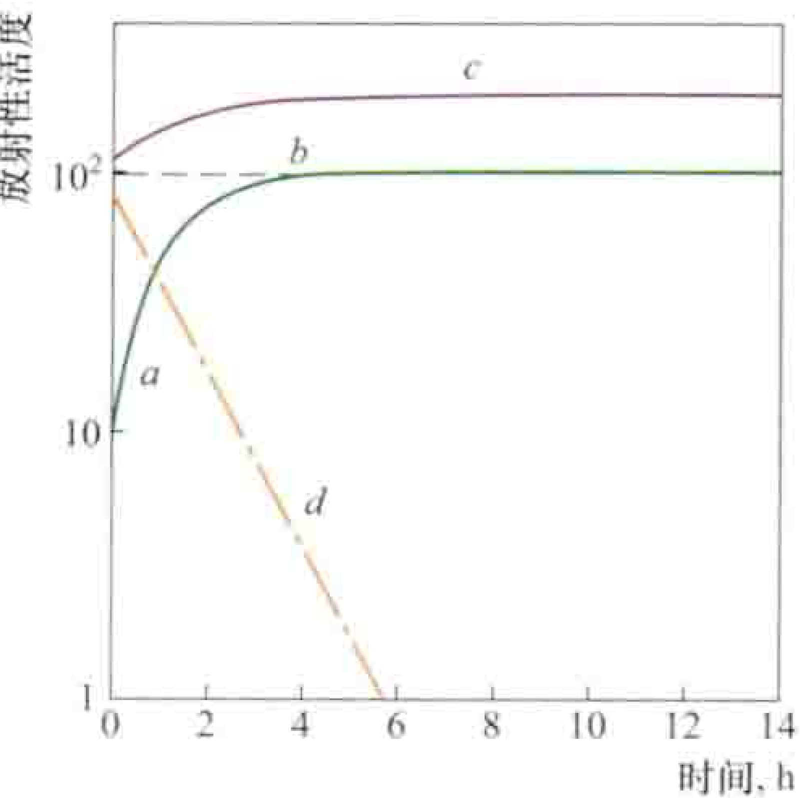


图2　长期平衡

人工放射性核素的生长过程类似于长期平衡的过程，因此在用反应堆或加速器制备，大约照射5个半衰期时，放射性活度就可认为达到饱和。

半衰期除太长或太短难以测定外，其余的从 10^{-9} s到几年都可用不同的方法较容易地测定。

放射性衰变过程中放出的α、β、γ射线与物质相互作用具有不同的规律，其穿透性是不同的。正因为这些特点和规律，放射性在工农业、医学、材料和生物等方面有着极其广泛的应用。

fangshexing feiqi chuli xitong

放射性废气处理系统

（gaseous radwaste processing system）　用于收集核电厂在运行和事故时产生的放射性废气，并将其进行处理，使其放射性水平低于环境排放允许值的系统。放射性废气处理系统还为化学和容积控制系统、硼回收系统的暂存箱提供覆盖气体。

废气分类　放射性废气按其放射性水平和气体组成可以分成低放射性含氧废气和高放射性含氢废气两类（见表）。

低放射性含氧废气处理工艺　先用高效微粒空气过滤器（HEPA）除去其中的气溶胶悬浮微粒，再用活性炭吸附器除碘，然后排入厂房排风系统。由于废气比活度低，这类废气也可就近排入室内排风管，在排风系统中经过处理后排放。

废气分类

废气名称	废气量（m^3/年）	比活度（Bq/L）	气体组成	来　源
低放射性含氧废气	10^4	<37	氧、气溶胶、碘等	暂存箱、接收槽等
高放射性含氢废气	10^3	3.7×10^8	氮、氢、氪、氙、碘等	稳压器、容积控制箱、卸压箱、脱气塔等

高放射性含氢废气处理工艺　有加压储存、氢氧复合减容、常温活性炭延滞处理等几种工艺。各核电厂应根据具体情况，选择组合上述处理工艺，组成不同的废气处理流程。

加压储存　系统工艺流程见图1，是最早使用的废气处理工艺。各类废气进入缓冲罐储存，经压缩机加压到0.8MPa左右，通过冷却器和气水分离器冷却除湿后，压入衰变箱内储存衰变60天，使其中的放射性惰性气体 ^{85}Kr、^{133}Xe得到充分衰变，然后经过高效过滤器和活性炭过滤器的过滤和吸附净化处理，检测合格后，经排风系统排气烟囱排入大气。加压储存工艺成熟，系统简单，易操作，能处理任何组分的气体；但设备庞大，高压下容易泄漏，对运行维修要求高。

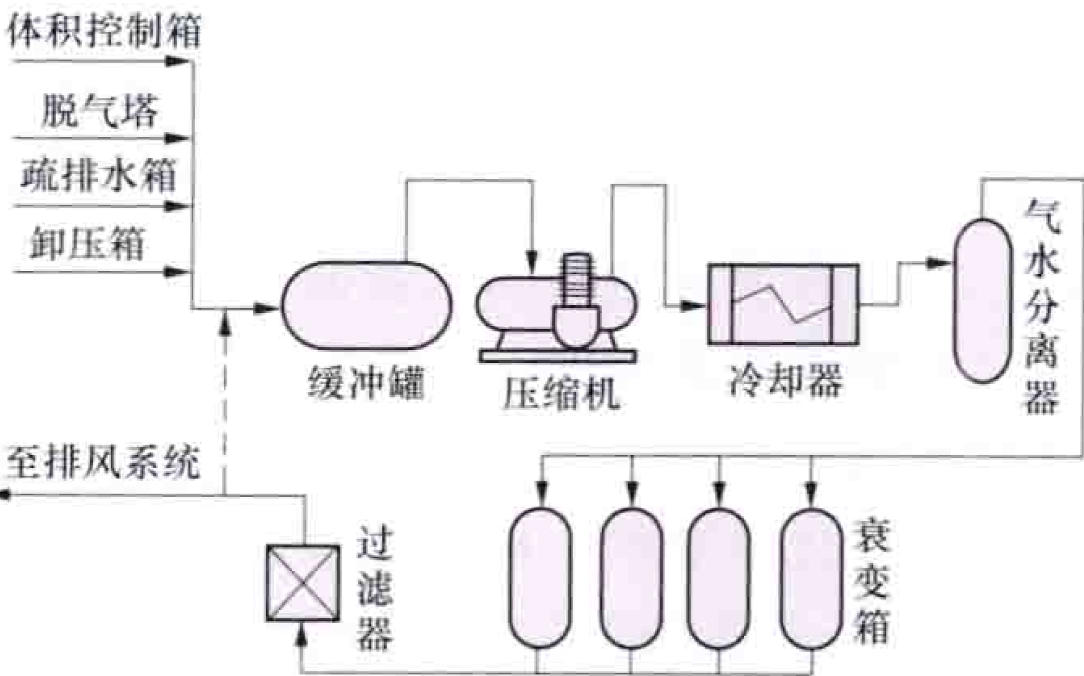


图1　加压储存系统工艺流程

氢氧复合减容　系统工艺流程见图2，废气经压缩机压入氢氧复合器，与按比例加入的氧气经催化复合成水排出，剩余的气体在衰变箱经储存、衰变后排放。这样可使废气体积和含氢量大大减少，从而提高了废气处理的安全可靠性（也称零排放系统）。氢氧复合器可设在容积控制箱后连续运行，或设在衰变箱后间断运行。

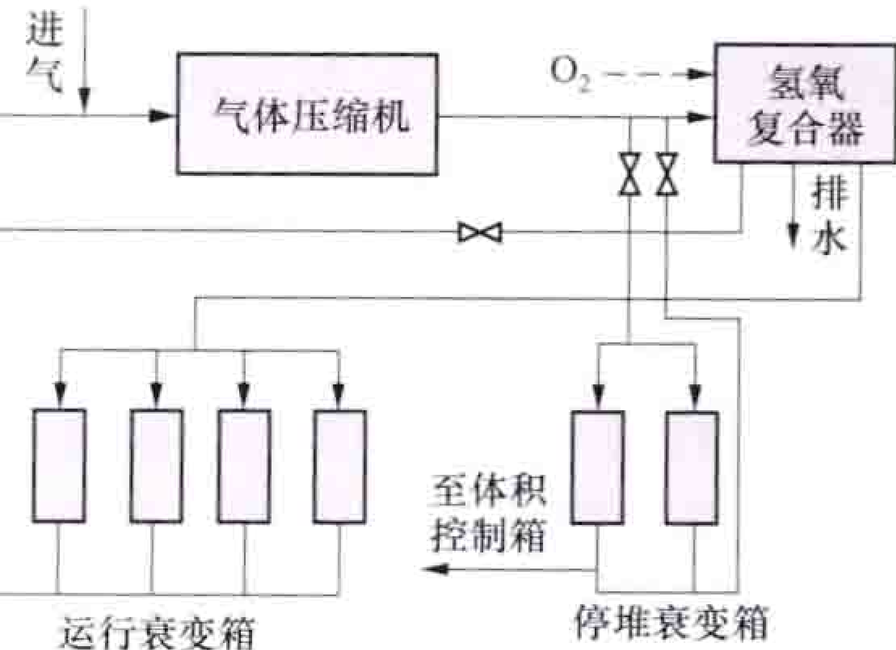


图2　氢氧复合（零排放）减容系统工艺流程

常温活性炭延滞处理　在一定条件下利用活性炭有选择吸附的特性，使放射性 ^{85}Kr、^{133}Xe气体在炭床内进行延滞衰变，非放射性的大量氢、氮载气则直接穿过而排入大气。与加压储存处理相比，常温活性炭延滞处理工艺无需转动设备，系统不承受高压，是一种经济简便的处理工艺。

fangshexing feiwu chuli

放射性废物处理

（radioactive waste treatment）　为安全和（或）经济目的而改变放射性废物形态、数量的操作。放射性废物处理的三个基本目标是减容、去除放射性核素和改变成分，即尽量减少放射性废物的体积，以减少储存、运输和处置的费用，并尽可能回收和复用，减少向环境

的排放，使排放的放射性总量和活度浓度符合有关规定。因此，放射性废物必须分类收集和存放，分别处理，防止交叉污染和污染的扩散。放射性废物处理的对象包括放射性废气、废液及固体废物。

放射性废气处理 核电厂放射性废气主要产自工艺排气、设备泄漏和厂房的排风，常分含氢废气、含氧废气和核岛厂房排风三类。含氢废气主要通过储存衰变处理。对于短寿命放射性核素，储存衰变是有效、经济的处理方法。它有两种工艺：一种是通过压缩机加压储存约60天；另一种是利用活性炭吸附滞留衰变。含氧废气通过预过滤器、高效微粒空气过滤器（也称绝对过滤器）、活性炭碘过滤器处理。高效微粒空气过滤器对粒径为0.3μm的微粒，除去效率大于99.97%。浸渍活性炭的碘过滤器，对有机碘和无机碘除去效率至少可达95%和98%，选用特效的浸渍剂，除碘效率可进一步提高。

核电厂放射性废气经过净化处理，检测合格后排放。为了达到最好的稀释和扩散，最好选择有利地形和气象条件建高烟囱。排放监测分为连续监测和取样监测，监测放射性活度和流量。核电厂气载流出物的排放，控制在批准的限值内，并按合理可达到的尽量低的原则制定排放管理目标值。

放射性废液处理 核电厂运行时产生的放射性废液多属低、中水平放射性废液（简称低、中放废液），通常分为工艺排水、化学排水、地面排水和服务排水（指淋浴水、洗衣水等）。各类废液的放射性浓度、含盐量和酸碱度差别很大，要分类收集、分类处理和处置。

低、中放废液常用的处理方法有沉淀-过滤、蒸发法、离子交换法、储存衰变和膜技术等。其中离子交换法在核电厂使用最普遍；蒸发法可获得较高的去污因子和浓缩倍数，在核电厂应用很多；储存衰变对含短寿命核素废液的处理最省便和经济；膜技术是正在推广应用的技术，如反渗透、超滤、微滤和纳滤等。

经过净化处理后的废水以槽式排放。GB 6249—2011《核电厂环境辐射防护规定》规定：对于滨海厂址，槽式排放出口处的放射性流出物中除^{3}H和^{14}C外，其他放射性核素浓度不应超过1000Bq/L；对于内陆厂址，槽式排放出口处的放射性流出物中除^{3}H和^{14}C外，其他放射性核素浓度不应超过100Bq/L，并保证排放口下游1km处受纳水体中总β放射性不超过1Bq/L，氚浓度不超过100Bq/L。如果浓度超过上述规定，核电厂营运单位在排放前必须得到审管部门的批准。

核电厂产生少量放射性有机废液（如废润滑油、废溶剂和测量低能β放射性的废闪烁液等）具有可燃性，不能随意焚烧或稀释排放。

放射性固体废物处理与整备 核电厂放射性固体废物种类繁多，常分为放射性湿固体废物（如蒸发残渣、沉淀泥浆、废树脂等）和放射性干固体废物（如污染劳保用品、工具、设备、空气过滤器芯、活性炭等）两大类。核电厂固体废物中60%以上是可燃和（或）可压缩的。为了减容和转变成适于运输、储存和最终处置的形式，需要对固体废物进行焚烧、压实、去污、固化/固定等处理与整备。

焚烧　焚烧是高温氧化分解可燃性废物成灰烬（或残渣），属于干法氧化方法。焚烧可获得很大减容（减容到1/20～1/100）和减重（减重到1/10～1/80），并使废物无机化转变，免除热分解、腐烂、发酵和着火等风险。核电厂宜选用控制空气焚烧炉和能烧含高量塑料和橡胶废物的热解炉。焚烧炉的建造和运行成本较高，适于连续运行和建在废物产生量多的单位。国外很多群堆核电厂建有焚烧炉。湿法氧化是另一种氧化分解处理法，如过氧化氢催化氧化、酸煮解、超临界水氧化等。湿法氧化处理能力比干法氧化小，较适于废树脂和有机废液的处理。

压实　压实是借助机械力的作用，使废物密实化，减少废物的体积。虽然压实处理的减容倍数比较小（减容到1/2～1/10），但与焚烧处理相比，压实处理操作简单，设备投资和运行成本低，所以应用相当普遍。核电厂采用的压缩机种类很多，有的采取桶内压缩，有的采取压实后装桶。多数用压头压力几十吨、几百吨压力的压缩机，也有用压头压力一两千吨压力的超级压缩机，将装满废物的金属桶连桶压实，获得进一步减容（见图1）。

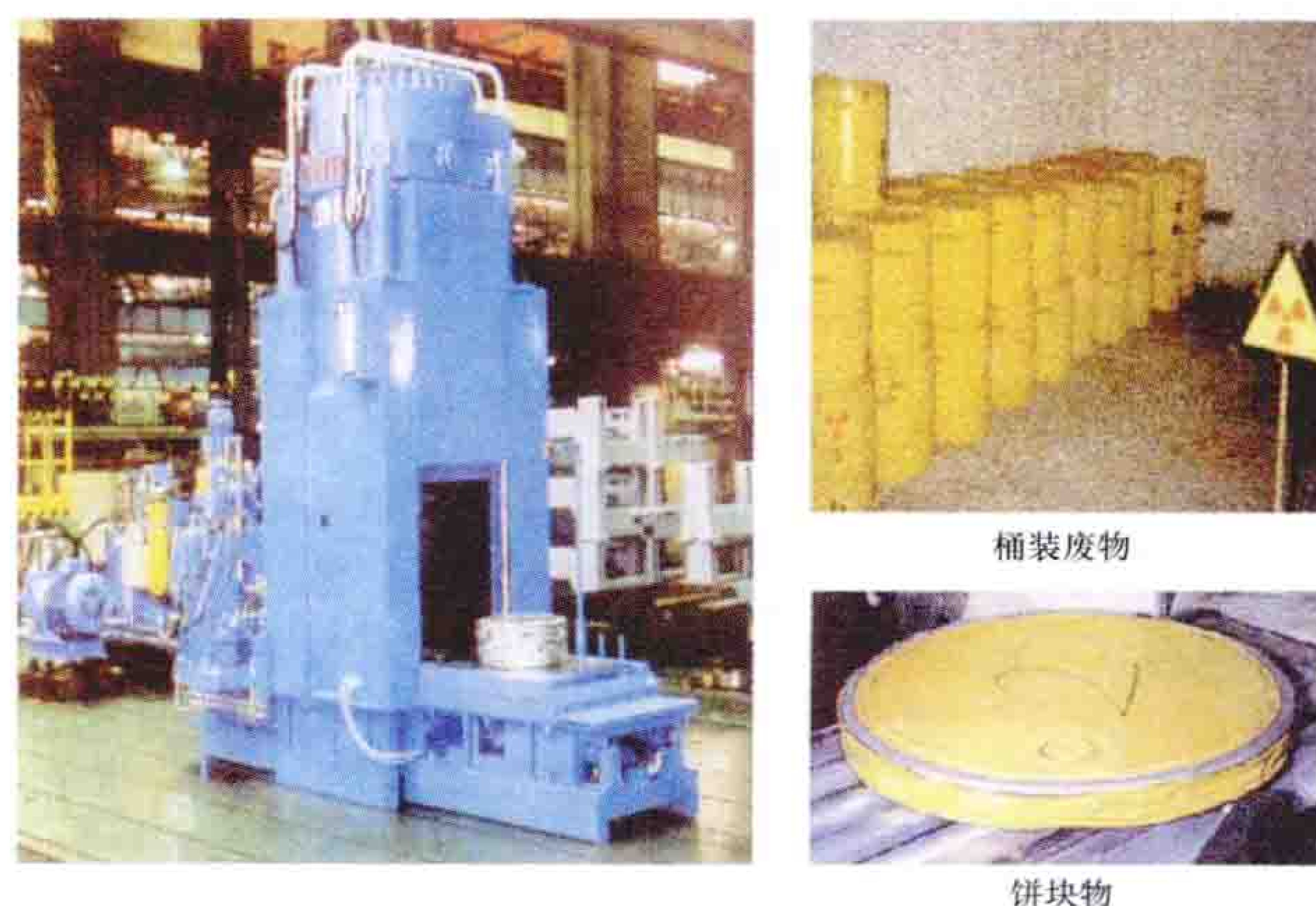


图1　超级压缩机把200L桶装废物压缩为饼块物（罗上庚　提供）

去污　去污可使沾污的设备、部件和厂房能够得到利用，或者可使废物放射性水平降级，甚至可达到解控水平，当作非放射性废物处置。去污可降低辐射水平，减少对人体的危害，便于维修、事故处理和退役操作，所以去污技术对核电厂正常运行、事故处理和核设施退役都具有十分重要的意义。

核电厂去污活动包括反应堆冷却剂回路的定期和不定期去污、检修去污、事故去污、退役去污、场址清污与人体去污等。放射性核素去污方法很多，应根据去污对象、污染水平、去污要求、具备条件等进行优选。常用的去污方法有：①化学去污法。用酸、碱、氧化还原剂、络合剂、表面活性剂和缓蚀剂等配制成适当的去污液，新发展了泡沫去污、糊膏去污、可剥离膜去污和超临界萃取去污等。②机械-物理去污法。如真空吸尘、人工或机械擦拭、水或蒸汽高压喷射、磨料（如砂、钢砂、氧化铝、氧化硼、干冰粒）喷射、超声波去污、激光去污、等离子体去污等。③电化学去污法，即电解去污。通过电化学反应消除金属表面的氧化膜层，除去污染的放射性核素。④熔融去污法。低污染的废金属经过熔融处理，污染的核素大部分进入炉渣中。熔融处理获得的铸锭可以再利用，

如制造废物包装容器和辐射屏蔽体等；要释放到社会使用必须经过严格检测和审批。此外，放射性核素的去污还有生物法等。

固化和固定　放射性废液净化处理过程产生的泥浆、蒸发残渣和废树脂等湿固体与废物焚烧处理产生的焚烧灰不适于安全运输和长期储存，不能直接作最终处置，需要作固化处理，固化成抗浸出、抗压、耐热和耐辐照坚实的整体块，牢固地包容固结放射性核素。已开发研究的固化法很多，如水泥固化、沥青固化、塑料固化、玻璃固化等，其各有优缺点和适用性。水泥固化在国内外核电厂中用得最多；沥青固化仅少数国家的核电厂还在用；在一些国家用塑料固化移动装置固化废树脂；玻璃固化本是为固化乏燃料后处理产生的高放废液而开发的固化技术，由于它具有高减容和核素浸出率低的优点，韩国和法国合作开发了冷坩埚玻璃固化核电厂废物的工艺和设备。

水泥固化工艺有桶内搅拌和桶外搅拌两种。图2所示为用机械手进行桶内水泥固化操作。桶内搅拌操作相对简单，但处理能力较小；桶外搅拌处理能力大，包装容器的废物装容量高，可灌装圆桶，也可灌装方箱，适宜于群堆核电厂采用。水泥固化的优点是操作简单、技术成熟、成本低，主要缺点是废物包容量低、核素浸出率高。已经作了不少研发和改进，如选用特种水泥、加入特种添加剂、添加碳纤维和钢纤维等。使水泥固化废树脂的包容量提高到40%（质量百分数）；通过表面覆加 SiF_4 涂层，使水泥固化体氚浸出率降低2个量级；中国台湾开发的含硼废液改进水泥固化工艺，处理 $1m^3$ 含12%硼酸废液只产生 $0.25m^3$ 固化体，减容到原来的1/8。


图2　用机械手进行桶内水泥固化操作
（罗上庚　提供）

固定也是核电厂固体废物处理常用的技术。放射性污染的废金属、废过滤器芯等部件装在钢桶或钢箱中后，需要充满其间的空隙和固定后才能送去储存和处置，所以一般灌注水泥砂浆（也可灌注熔融的沥青或塑料）作固定处理。

参考书目

罗上庚．放射性废物处理与处置．北京：中国环境科学出版社，2007.

fangshexing feiwu chuli zhongxin

放射性废物处理中心　（radioactive waste treatment center）　在多堆核电厂址或核电厂、核设施集中地区建设的放射性废物集中处理设施。放射性废物处理中心分为核电厂厂址内放射性废物处理中心和地区放射性废物处理中心两类，用于处理多台核电机组、核设施等产生的放射性固体废物及其他废物。

放射性废物处理中心一般设有废物接收暂存收区、废物处理区、整备后废物储存区，以及配套的辅助设施（如人员卫生出入设施，通排风、给排水、电气和行政管理设施等）。放射性废物处理中心常用的废物处理技术包括压实、焚烧、去污、金属熔炼、蒸发、干燥、固定、固化等。放射性废物处理中心产生的气态和液态流出物应满足相应国家标准的要求，并应使工作人员和公众所受的辐射照射剂量处于可合理达到的尽量低的水平，固体废物经整备后形成废物包的特性应满足储存、运输和处置要求。由于放射性废物处理中心可采用高效的废物处理技术，便于实现污染材料的再循环、再利用，设施建造和运行综合成本低，便于集约化运营管理，因此，成为国际原子能机构（IAEA）推荐的废物管理模式之一，值得在中国多堆核电厂厂址或核电厂集中建设区域推广。

放射性废物处理中心的优点是可以优化组合最佳的放射性废物处理技术，使得废物处理设施的处理能力得到充分利用，避免废物处理设施重复建设，降低其建造、运行及退役成本，减少退役产生的废物量。但需关注大量放射性废物场内外运输的安全问题，设计中要重点考虑人员辐射防护及废物运输的接口，防止发生放射性物质泄漏。

有许多放射性废物处理中心成功运行的范例，其中包括乌克兰切尔诺贝利核电厂废物处理中心、巴拉科夫核电厂废物处理中心、斯洛伐克博汉尼斯核电厂废物处理中心、美国橡树岭熊溪废物处理设施等。这些废物处理中心采用先进的废物处理技术（如焚烧、超级压实、干燥、金属熔炼等），有充足的废物来源，可保证废物处理中心能安全经济运行。在建的废物处理中心有立陶宛伊格纳利纳核电厂废物处理中心、列宁格勒核电厂废物处理中心等。中国浙江三门核电厂和山东海阳核电厂厂址废物处理设施都属于核电厂厂址内的废物处理中心。

三门核电厂厂址废物处理设施　包括废物接收区、处理区、固体放射性废物暂存库、放射性污染工作服洗衣房、控制室、实验室，还包括通排风、辐射监测、电气设备等。该处理中心采用的废物处理技术有：废过滤器芯压实、装桶、水泥灌浆固定，废树脂干燥、热态超级压实、废物饼装桶灌浆固定，化学废液蒸发、干燥、压实、水泥灌浆固定，干废物超级压实、废物饼装桶灌浆固定，还设有移动式废液处理装置，用于处理燃料破损率为0.25%工况时产生的放射性废液及蒸汽发生器破损时的二回路排水。关键设备有压实力为2000t的超级压缩机、供12个桶装废物干燥的干燥装置、蒸发能力为70L/h的蒸发装置、废通风过滤器挤压装置、化学废液桶内干燥装置、水泥灌浆固定装置、废物包检测装置、放射性污染工作服洗涤及烘干设备、移动式废液处理装置、废树脂运输容器、浓缩液运输容器等。

美国橡树岭熊溪废物处理设施　该设施位于美国田纳西州橡树岭，为美国最大的商业放射性废物处理中心，于1985年投入运行，由美国能源方案公司负责运营。该设施可处理美国核设施、核技术利用单位产生的A、B、C类低水平放射性废物，如被放射性污染的钢铁、铅、可燃废物、可压实废物、放射性废油、混合废物等。该处理中心设有放射性废物分拣装置，两台处理能力分别为720kg/h的焚烧炉（可焚烧固体废物、废有机溶剂、泥浆等），1台压实力为5000t的超级压实装置（可连同废物箱或废物桶一起压实），1台年处理能力为4500t的污染金属熔炼装置（可熔炼碳钢、

不锈钢，熔炼后的金属用于制作辐射屏蔽块，已回收利用金属约5000t），供6个桶装废物干燥的干燥装置、1套固化装置、1套灌浆固定装置，还设有金属破碎包装装置，污染铅再循环利用装置等，经处理后的废物送往废物处置场进行处置。由于该设施各种放射性废物处理装置配备齐全，对于各种废物，可选择性价比最佳的处理工艺。该设施开展废物收运、处理和外送处置综合服务，降低了废物产生单位的废物管理成本。

参考书目

罗上庚．放射性废物概论．北京：原子能出版社，2003.



图1 西北废物处置场（吴秀花 提供）



图2 广东北龙废物处置场（吴秀花 提供）

fangshexing feiwu chuzhi

放射性废物处置 （radioactive waste disposal）

把废物安放进经过批准的设施中，实行与人类生存环境的安全隔离，确保进入环境的放射性核素的浓度处于可接受的水平。放射性废物处置要求从选址、设计、建造、试运行、运行、关闭到监护各阶段都遵守有关法规和标准，严格执行许可证与审批制度，保护工作人员和公众身体健康，保护环境，保护子孙后代，不给后代人带来不适当的负担。

不同类别的废物采用不同方法处置。《中华人民共和国放射性污染防治法》规定，中国低、中水平放射性固体废物实行近地表处置场处置；高水平放射性固体废物和α废物实行集中的深地质处置。中国西北近地表处置场（见图1）早已投入运行，广东北龙近地表处置场（见图2）已接受大亚湾核电厂和岭澳核电厂的废物。中国高水平放射性废物处置库的建设自20世纪80年代中期以来，在选址、核素迁移和安全评价等方面已做了不少开发研究工作，为高水平放射性废物处置库的建设和运行打下了初步基础。对于极低水平放射性固体废物可采取浅土填埋处置，中国已发布了极低放固体废物填埋处置标准，几个极低放废物填埋场已获得许可和正在建设中。对于含较多长寿命核素的低、中水平放射性固体废物，要采取中等深度地质处置，中国正在酝酿编制相关标准导则。

低、中水平放射性废物处置 核电厂产生的固体放射性废物主要为低、中水平放射性废物（简称低、中放废物），不含或只含很少的长寿命核素，不释热或没有明显释热，包容隔离300年以上就可达到安全水平，国际上多数采用近地表处置。

低、中水平放射性废物的处置，须选择地质构造、水文地质、气象、地下资源、运输道路、人口和经济发展满足要求，无不良地质作用，并为公众所接受的场址，建设适宜的处置设施。低、中水平放射性废物处置的方式包括混凝土沟壕、窖仓处置，井穴处置，岩洞处置，废矿井处置等，世界上多数国家采用近地表混凝土沟壕或窖仓工程构筑设施。

混凝土沟壕、窖仓处置 有全地下、半地下、全地上等多种形式。废物包以叠堆或卧堆整齐码放，上设活动挡雨帐房，底部设排水孔，连接集水、排水管网和监测系统。废物装满一层（或一单元）后灌浇混凝土砂浆填充空隙，压实后封混凝土盖板。最后覆盖几米厚的顶盖层。法国芒什和奥布处置场（见图3）、西班牙卡勃利尔处置场、日本六个所村处置场都是典型的工程结构近地表处置场，中国西北处置场和广东北龙处置场也属于这种类型。

井穴处置 建造直径一到数米，深度几米到二三十米内敷钢面的井筒，用来处置放射性较强的废物（如废树脂、废过滤器芯或废放射源等），装满后浇注水泥砂浆，盖混凝土盖板，加设顶盖层。印度、加拿大采用这样的设施，处置核电厂产生的较高活度的废物。

岩洞处置 利用天然洞穴或人工挖掘的洞穴处置低、中水平放射性废物。瑞典和芬兰在滨海几十米深海底结晶岩中建废物库，由钭井同海边的核电厂相连，处置核电厂的低、中放废物。图4所示为瑞典滨海海底岩洞处置库，美国将内华达核试验场的一些核试验弹坑整建后作为放射性废物处置库。20世纪90年代，已接收和处置了美国能源部近30个单位的许多低放废物、混合低放废物、放射性污染的石棉废物和高钍低放废物。



图3 法国奥布低、中放废物近地表处置场（罗上庚 提供）



图 4 瑞典滨海海底岩洞处置库（罗上庚 提供）

废矿井处置 废矿井处置不属于近地表处置。国际上有采用废盐矿、废铁矿、废铀矿、废石膏矿等处置低、中水平放射性废物。原东德的莫斯莱本处置库就是由废盐矿改建的处置库，处置了大量低、中水平放射性废物，现已关闭（见图 5）。德国改建了康拉德废铁矿，拟用来处置非发热废物，已获许可待投入运行。废矿井深度大，人类活动和自然干扰的影响小，处置废物安全性好。但是，矿井的水文地质情况往往比较复杂，裂隙和地下水发育，需要经过整治、安全分析与环境影响评价后才能使用。



图 5 德国莫斯莱本废盐矿处置库（罗上庚 提供）

高水平放射性废物和 α 放射性废物的处置 核电厂正常运行只产生低、中水平放射性废物，但高水平放射性废物和 α 废物与核电厂也有重要的关系。乏燃料后处理产生的高水平放射性废液及其固化体、确定直接当作废物处置的乏燃料元件都属高水平放射性废物。α 放射性废物指半衰期大于 30 年的 α 发射体，其比活度在单个包装中大于 4×10^6 Bq/kg，多个包装的平均比活度大于 4×10^5 Bq/kg 的废物。乏燃料后处理厂和核电厂用的混合物氧化物（MOX）燃料的制造厂都会产生 α 放射性废物。

高水平放射性废物要深地质处置，采用多重屏障纵深防御体系，与人类生活圈安全隔离万年以上（见*高水平放射性废物处置*）。α 放射性废物处置也要求采用多重屏障实现与人类生活圈安全隔离万年以上。世界上只有美国在新墨西哥州建造了超铀废物隔离验证设施（WIPP，Waste Isolation Pilot Plant），于 1999 年正式投入使用。WIPP 位于离地面 650m 深的地下盐层中，它只处置美国能源部（DOE）的超铀废物，这些废物来自美国军工后处理厂、钚生产基地、核武器制造和试验场址及实验设施。

极低放废物处置 极低放废物是放射性水平很低，但没有达到解控水平的放射性废物。极低放废物产生于核电厂、核燃料循环设施、核技术利用和核研究开发等许多活动和部门。特别是核设施退役和环境整治会产生大量极低放废物。核电厂退役所产生的极低放废物要占废物总量的 40%～60%。极低放废物比活度很低，只需要简单包装和简易填埋处置，极低放废物的处置费用在法国约为低、中放废物处置费用的 1/10。所以，分出极低放废物作填埋处置，可大大减少低、中放废物处置场的负担和降低处置费用。

国外极低放废物的处置有多种方式：有专建的集中极低放废物填埋场、特建的极低放废物填埋场，也有在经许可的垃圾填埋场或危险废物填埋场中处置。法国和西班牙考虑核电厂退役会产生大量的极低放废物，专建了极低放废物填埋场，集中处置极低放废物。日本原子力研究所为处置日本核动力示范堆退役产生的极低放废物，在东海村场址内特建了填埋场。瑞典的几个核电厂建了专用的极低放废物填埋场。美国能源部允许放射性水平低的低放废物（称低活度废物）送往获许可接收这类废物的场外垃圾填埋场处置，其所产生的公众个人剂量不超过 0.25mSv/年。美国扬基核电厂退役，将 5 万 t 混凝土低活度废物处置在危险废物填埋场中。

GB/T 28178—2011《极低水平放射性废物的填埋处置》根据场址的放射性残留物对公众有效年剂量小于或等于 0.1mSv 规定了接受废物核素的活度浓度指导值。极低放废物填埋场要有效防止渗漏液进入周围土壤、地下水和地表水；极低放废物填埋场中不得填埋有潜在利用价值的物料；极低放废物填埋场的选址和建造必须得到批准，不允许随意挖坑填埋。

含长寿命核素低、中放废物处置 国际原子能机构（IAEA）在 2009 年发布的放射性废物分类标准中提出，对含长寿命核素的废物要进行安全评价，采取中等深度地质处置或深地质处置。对含较高浓度长寿命核素的低、中放废物，包括一些废镭源和废弃的镅-铍中子源、镭-铍中子源，不能作近地表处置，国际上普遍倾向采用中等深度（地下百米左右）地质处置进行包容隔离，就可满足安全处置的要求。中国也有这类废物，待制订中等深度地质处置标准和导则，以实现其安全处置。

fangshexing feiwu guanli

放射性废物管理 (radioactive waste management)

放射性废物的产生、预处理、处理、整备、运输、储存和处置，以及核电厂退役在内的所有行政和技术活动。放射性废物管理内容包括确立方针政策，制定法规标准，编制规划和计划，办理审批手续，进行辐射监测和核电厂环境影响评价，对公众宣传教育等。做好放射性废物管理，对保护环境、保障人体健康与促进核电持续发展有着十分重要的意义。

废物的产生 放射性废物是含有放射性物质或为放射性核素所污染，其活度或活度浓度大于审管机构规定的清洁解控水平，且预期不会再被利用的废弃物。放射性废物产生于生产、使用和操作放射性物质的过程，如核燃料循环过程和核电厂运行、核技术利用、核设施退役及污染场址整治、核

研究开发活动、核武器的研发/试验和生产等。此外，伴生放射性矿物资源的利用，可能产生含天然放射性物质的废物。

通常，绝大多数放射性废物产生于核燃料循环过程。在核燃料循环中，几乎99%的放射性包容在乏燃料元件包壳内。乏燃料中含有铀和钚等宝贵资源可再利用，因此中国和法国、英国、俄罗斯、日本、印度等国都不把它当作废物，而作后处理提取铀和钚。在乏燃料后处理时，95%以上的放射性核素进入后处理产生的高水平放射性废液中。

废物的分类　放射性废物有多种分类法，按其物理形态，可分为放射性废气、放射性废液和放射性固体废物；按其比活度可分为高水平、中水平、低水平和极低水平放射性废物（简称高放、中放、低放和极低放废物）。核电厂运行主要产生低、中放废物；核电厂退役产生大量低放和极低放固体废物。核电厂乏燃料后处理和核电厂混合氧化物（MOX）燃料元件的加工制造，会产生较多高放废物和α放射性废物。对不同形态和不同放射性水平的放射性废物的处理和处置，见放射性废物处理和放射性废物处置。

依法管理　国际原子能机构（IAEA）要求各成员国建立放射性管理的国家框架，建立完善的放射性废物管理体系，制定和执行放射性废物管理政策和策略。中国对放射性废物管理建立了职责明确的管理系统，发布了许多法规和标准，如《中华人民共和国放射性污染防治法》《放射性废物安全管理条例》《国防科技工业军用核设施安全监督管理规定》《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》等；规定了国家国防科工局、国家核安全局和环境保护部在废物管理法规、规章与标准的起草和制定，安全审评，许可证的批准颁发或吊销，实施安全监督检查和应急响应等方面的职责分工。国务院环境保护主管部门统一负责全国放射性废物管理的安全监督管理工作，国务院核工业行业主管部门和其他有关部门负责放射性废物有关管理工作，县级以上地方环境保护主管部门和其他有关部门负责本行政区域放射性废物的有关管理工作。

放射性废物管理要求实现放射性废物最小化，通过优化管理，再循环、再利用与焚烧、压缩等减容处理，使放射性废物量和活度减到可合理达到的尽量低的水平。要求对核设施实施许可证制度；要求实施三同时制度，与核设施相配套的放射性污染防治设施必须与主体工程同时设计、同时施工、同时投入使用。放射性污染防治设施与主体工程同时验收，验收合格的，主体工程方可投入生产或者使用。

具体实施　放射性废物管理以优化方式，对放射性废物进行全过程管理，要求先把属于豁免或可排除审管控制的废物和物料分出来。放射性废气和废液经过适当处理，达到规定的标准和（或）经审管部门批准后排放到环境中去。固体废物经过适当处理达到清洁解控水平者，实行有限制再循环/再利用或无限制再循环/再利用。对于要进行处置的固体放射性废物，按放射性水平和半衰期不同作近地表处置、中等深度地质处置或深地质处置。

fangshexing feiwu zuixiaohua

放射性废物最小化　(minimization of radioactive waste)

从某设施或活动设计到退役的所有阶段，将放射性废物数量和活度减少到可合理达到的尽量低的水平的过程。放射性废物最小化是在通过减少废物产生量、采取再循环和重复再利用及处理等手段，并在适当考虑一次废物和二次废物的基础上实现的，放射性废物最小化也是国际原子能机构（IAEA）确定的放射性废物管理原则之一。

放射性废物最小化不仅要求废物量（体积和质量）可合理达到的尽量少，而且要求废物中的活度或活度浓度可合理达到的尽量低。放射性废物最小化并不是规定一个固定的目标值，而是要求不断努力、不断进步，符合科学发展要求。

废物最小化的作用和意义是十分明显的，包括：①保护人体健康和环境，有重要的环境效益和社会效益，有利于核技术持续发展；②减少废物的处理、处置负担，有重要的经济效益；③促进文明生产和管理水平的提高。

中国明确地提出了放射性废物最小化的法律规定和要求，中国最近完成《放射性废物最小化战略和顶层设计研究项目》，主要针对中国核工业铀矿采冶、转化、浓缩，元件制造、研究堆与核电厂，乏燃料后处理，以及核技术利用领域的放射性废物最小化法律法规、政策、技术和实践，开展系统、全面的调查分析与研究。

实施放射性废物最小化的原则　应该从源头避免或者减少废物的产生；如果不能避免废物产生，应尽量将其以环境安全的形式回收再利用；如果产生的废物不可回收，应在可行的情况下进行再处理，优化废物体积；应以环境安全和法律许可方式对废物进行处置。

实现废物最小化的策略　概括起来可分为减少源项、防止污染扩散、再循环再利用、优化管理四大类。

减少源项　放射性废物是因其放射性污染而产生的，通过优化工艺设计、材料选择、运行模式等可以有效地减少污染源的产生，进而有效地减少废物污染核素活度的产生量。只要控制污染源的产生，就最大限度地控制了废物的产生，也就实现了从源头控制污染产生的目的。

防止污染扩散　初始污染源已经产生，把已产生的污染包容在一个有限的时空或介质内，也就显著控制了次级污染的产生。

再循环再利用　实际上，绝大多数的沾污材料尤其是轻微污染材料是值得也是可以再利用的资源，再循环和再利用是实现充分利用一切可利用资源的重要方式。

优化管理　从物流管理的观点看，废物管理的输入是废物和潜在具有利用价值的物料，输出分别是不再利用的清洁解控物料、供再循环再利用的物料、确需进行最终处置的废物体。放射性废物管理的基本任务是针对已确认的放射性废物进行有效的处理与处置，基本步骤包括分拣分类收集、预处理、处理、整备和处置。从废物最小化的观点看，废物管理需要尽最大可能减少须最终处置的废物体的体积和放射性活度。

核电厂废物最小化措施　主要包括：降低燃料元件破损率；降低蒸汽发生器泄漏率；提高过滤器和树脂性能；减少换料次数，提高燃耗；减少维修次数；提高含硼溶液的回用；改进废物固化方法；设置可燃废物焚烧装置等。此外，还有选择抗腐蚀材料作压力容器和内部构件，以减少腐蚀产物和活化产物；采用模块设备使设备容易更换；对设备作表

面处理，使其耐腐蚀和不易积污；选用低钴材料以减少^{60}Co生成；选用优质冷却剂减少活化产物生成；压实可压缩废物；采用可再用的防护衣物代替一次性衣物；监测和分类各种物料和废物；用钢铝架代替木质台架，墙壁涂覆环氧树脂，包覆台架和支架，用可剥主涂层涂覆易污染表面等以易去污；破碎大件放射性废物，以利于后续的压缩和焚烧处理等。

fangshexing feiye chuli xitong

放射性废液处理系统

(liquid radwaste processing system) 用于核电厂在正常运行期间和设计基准事故下产生的放射性废液收集和处理，使放射性水平低于环境排放允许值，然后作为复用水参加再循环或向环境排放的系统。

废液量和分类 核电厂废液量和放射性水平因核电厂的运行工况和管理水平而不同。表中给出某核电厂设计中有关废液的一些数据，用以说明核电厂中的废液来源、数量和放射性水平。

某核电厂废液数据

废液来源	数量（m^3/年，双机组）	放射性浓度（Bq/L）
工艺排水	4500	$3.7\times10^5\sim10^7$
化学排水	3000	$1.85\times10^5\sim10^6$
地面排水	10 000	约 3.7×10^3
服务排水	2500	$<3.7\times10^3$
合　计	20 000	

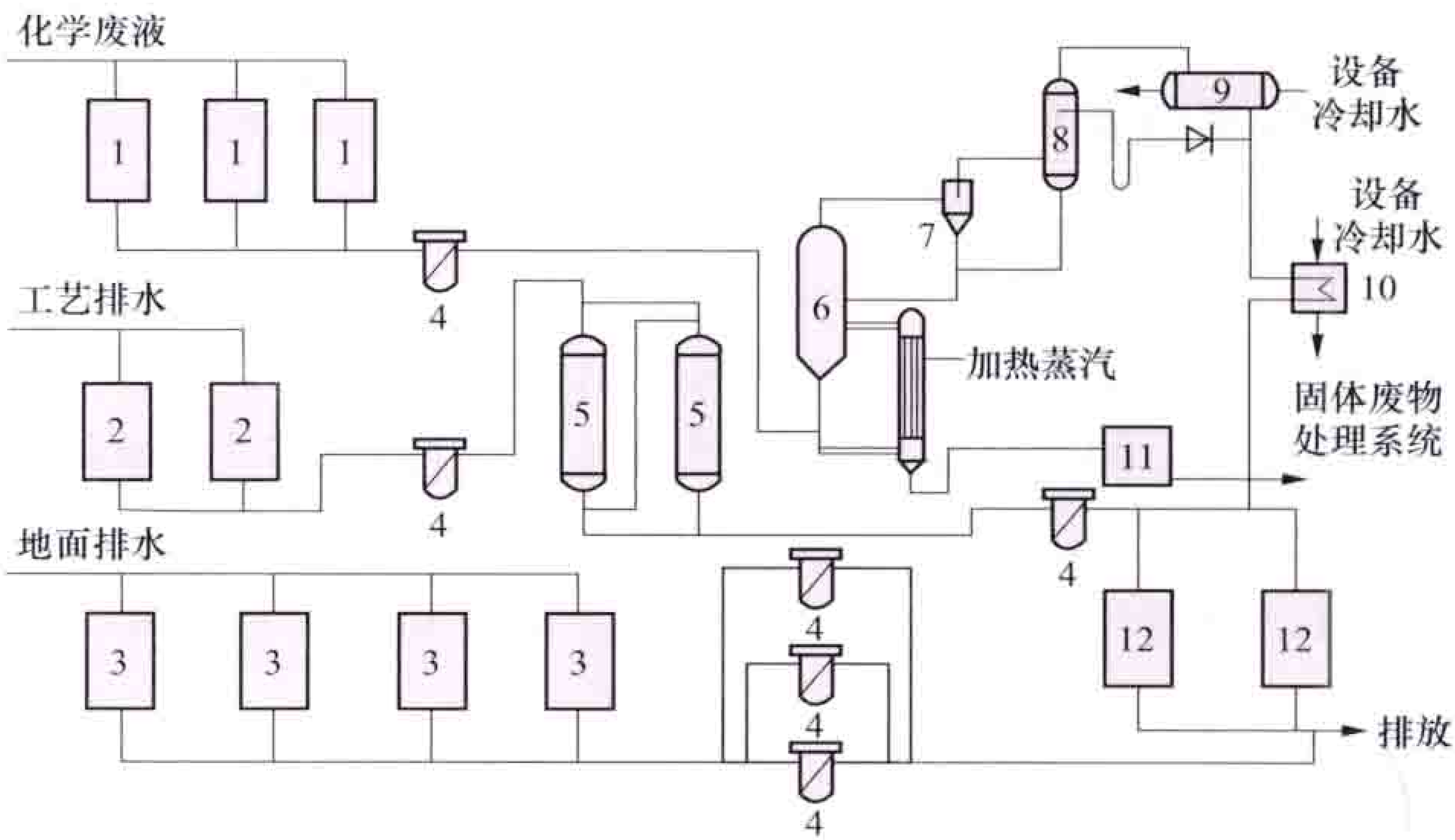
核电厂产生的废液，按其放射性水平及化学成分可分为四类。①工艺排水。包括化学和容积控制系统、硼回收系统、乏燃料水池冷却和净化系统、废物处理系统等的除盐器和过滤器排水。②地面排水。包括反应堆厂房和辅助厂房地面水。③化学排水。包括化学实验室取样排水和设备去污水。④服务排水。包括放射性洗衣房及淋浴室废水。以上这些废水经处理后如达到一回路补给水水质要求，可返回暂存箱，达到辅助厂房复用水水质要求的，则返回厂房复用；达到排放水质要求的，则向环境排放。

处理流程及工作原理 废液处理系统通常为储存、过滤、化学沉淀、离子交换、蒸发、膜分离等工艺单元的选择组合，见图。各核电厂根据具体情况，如原水的水质、比活度、废液量、净化要求以及排放标准，选择其中若干工艺单元组成废液处理系统。

储存　对含半衰期较短的放射性核素的废液进行储存处理，是最为简便而有效的处理方法（图中1、2、3）。

过滤　将废液进行过滤处理，除去其中悬浮固体杂质，是废液预处理和后处理的一种补充手段。预处理是保证蒸发器或离子交换树脂正常运行。后处理是防止破碎树脂进入系统。压水堆核电厂过滤器结构形式为可处置式，使用过的过滤器滤芯作为固体废物进一步处理。

化学沉淀　采用动态试剂添加和固液分离的技术。将废液通过管道混合器与注入的化学絮凝剂充分混合形成絮凝剂体，经深床活性炭过滤器，将放射性核素分离出来。此法可除去废水中直径小于1μm的胶体颗粒。常用絮凝剂有硫酸铝、氯化铁、磷酸钙和聚合物等。



放射性废液处理系统流程

1—化学排水槽；2—工艺排水槽；3—地面排水槽；4—过滤器；5—除盐器；6—蒸发器；7—旋风分离器；8—泡罩塔；9—冷凝器；10—冷却器；11—浓缩液槽；12—检测槽

离子交换　离子交换树脂与放射性废液接触时，能通过两者的离子互相交换而将水中的放射性离子转移到离子交换树脂上去，从而使废液净化。这种处理适用于处理含盐量低的放射性废水。离子交换也可作为蒸发器处理的补充手段，将不合格的冷凝液进一步净化。吸附了放射性物质的饱和树脂可进行再生或更换。最终的废树脂可送固化厂房固化、热态压缩等处理。

蒸发　废液处理中最有效的一种方法，去污因子高，一般可达到$10^3\sim10^5$，尤其适合用处理含盐量较多、化学成分复杂、放射性水平较高的废水。但它不适用于处理含有易挥发的放射性物质的废水，以及易起泡沫的废水。普遍使用的蒸发器是强迫循环蒸发器和自然循环蒸发器两种设备。国内采用的为外加热式自然循环蒸发器。与强迫循环蒸发器相比，这种蒸发器传热系数不如前者高，设备布置不如前者紧凑，但这种设备结构简单，操作方便，去污效果好，由于没有强迫循环泵等转动设备，不需要经常维修，泄漏的可能性也很小。自然循环蒸发器在国内已有多年设计和运行经验。废液经蒸发，大部分形成水蒸气，经冷却后的冷凝液经监测，根据水质指标决定复用、排放或用离子交换树脂作进一步处理。而放射性核素大部分留在浓缩液中，然后对其作固化处理。

膜分离　分离膜作为两相（液液或气液）之间的一层薄膜，不同物质因选择性透过这层薄膜而得到分离。这是核电厂处理低中放射性废液的新技术，该工艺出水水质好，浓缩倍数高，去污因子大，运行稳定可靠、能耗低。分离膜根据膜孔尺寸及操作压力，可以分为微滤膜（去除微米级颗粒、细菌和大分子胶体）、超滤膜（去除大分子化合物）、纳滤膜（去除二价离子或小分子物质）、反渗透膜（去除所有离子）等。各种不同的膜技术，具有各自的优缺点，适用于不同水质要求。

压水堆废液处理流程的选择要求按合理可行尽量低的原则，既要满足环境保护要求，又要考虑废液处理成本等综合因素。

fangshexing guti feiwu chuli xitong

放射性固体废物处理系统

(solid radwaste processing system) 通过各种处理方法，将各类放射性固体废物固化或固定在容器内，以使其适合储存、运输和处置要

求的系统。

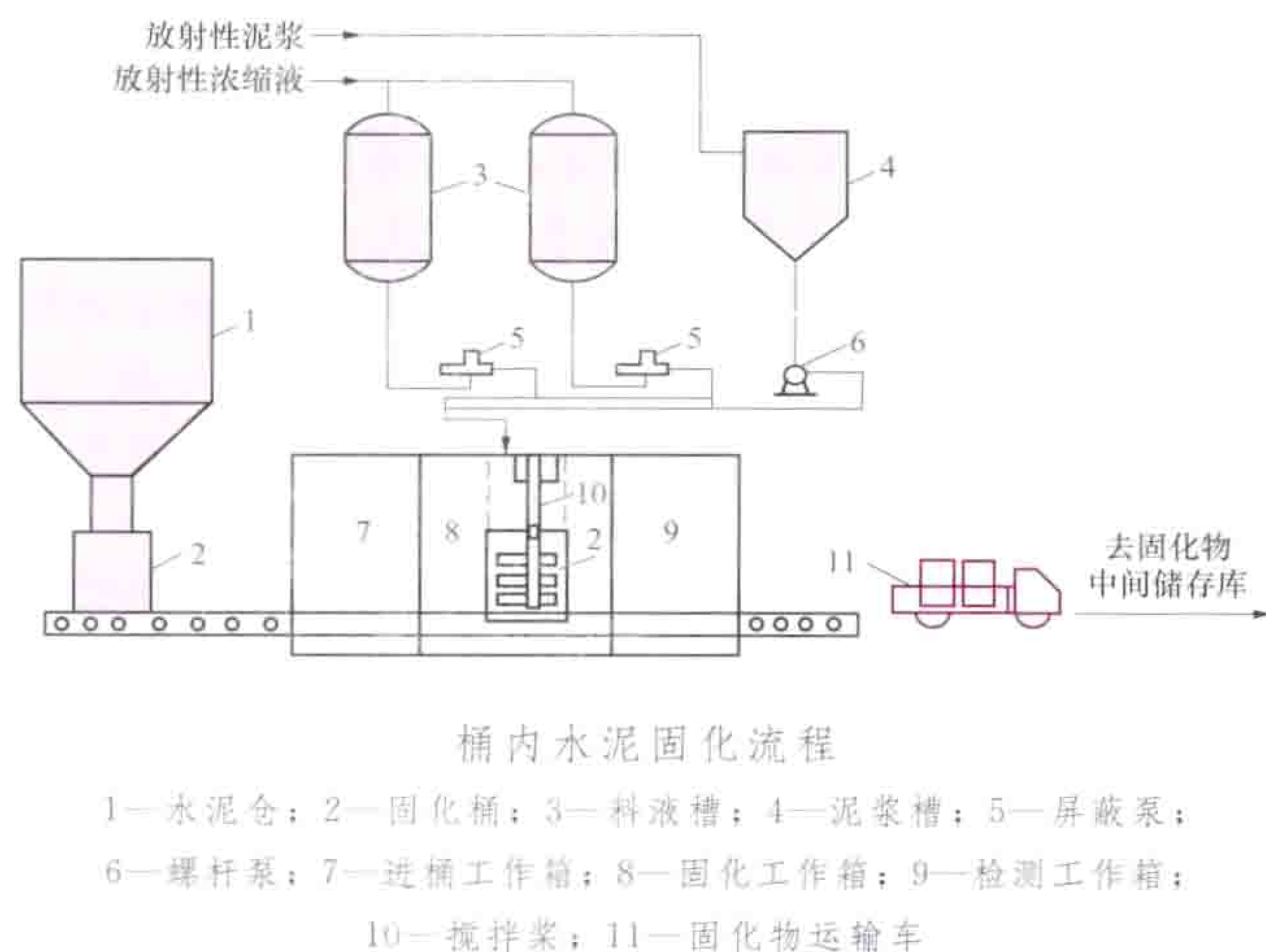
固体废物量和分类 固体废物分为：①湿废物。废树脂、蒸发浓缩物、泥浆、放射性化学实验室的废物。②干废物。活化了的设备零部件、仪表、管道、阀门、废过滤器芯，以及被污染的工作服、手套、口罩、纸张、塑料、橡胶等。各核电厂的固体废物量与其设计、运行、管理、维修情况等因素有关。表中所示为某核电厂设计中有关固体废物数据，用以说明核电厂固体废物来源、数量和放射性水平。

某核电厂固体废物数据

废物名称	废物量（m^3/年，双机组）	活度 TBQ
废树脂	34	低放射性～120
浓缩物	40	10～20
化学废物	微量	低放射性
废过滤器芯	220 个	低放射性～300
软废物	300（压缩前）	低放射性

湿废物处理工艺 包括水泥固化、沥青固化、塑料固化、热态压实、脱水储存、桶内干燥和桶内固定等。

水泥固化 将放射性废物掺合于水泥中，制成混凝土块，使其牢固地固结在混凝土块中。水泥固化有桶内混合法和桶外混合法。桶内水泥固化流程见图。



桶内水泥固化流程

1—水泥仓；2—固化桶；3—料液槽；4—泥浆槽；5—屏蔽泵；6—螺杆泵；7—进桶工作箱；8—固化工作箱；9—检测工作箱；10—搅拌桨；11—固化物运输车

水泥固化的优点是工艺简单、安全可靠、投资和运行费用低；缺点是最终产品体积大、遇水后放射性核素浸出率高。水泥与废物的最佳配比随废物类型而不同，废物的 pH 值和水泥品种都可能影响固化物的凝固时间和固化产物的性能，因此宜先进行模拟配比试验，以确定固化的最佳工艺参数。含硼酸根的浓缩物在水泥固化时，由于硼酸根会抑制水泥的水化反应，从而妨碍水泥的硬化，因此，需要在固化前用 NaOH 对浓缩物进行预处理。通常 NaOH 添加量为偏硼酸钠量的 42%～48%，即可消除缓凝现象。

沥青固化 把放射性废物和熔融沥青掺合，加热蒸发除去水分，制成一种含盐量高达 60% 的不透水、抗腐蚀、耐辐照的固体混合物。沥青固化的优点是固化物体积较小和浸出率低；缺点是处理含有机物及硝酸盐、亚硝酸盐等氧化性盐类的废物时，有燃烧和爆炸的危险，设备投资费用高。沥青固化所采用的主要设备是蜗式蒸发器、刮板式薄膜蒸发器、螺杆挤压机。

塑料固化 有两种类型：①热塑料固化。如聚乙烯、聚氯乙烯、聚苯乙烯等。②热固性塑料固化。如酚醛塑料、氨基塑料、不饱和聚酯等。塑料固化的优点是固化工艺安全、设备简单、投资低；缺点是塑料老化可能影响固化最终产物长期储存。由于热塑性塑料还可以重复使用，用被污染了的塑料来固化放射性废物，以废治废，既能减少放射性废物的体积，又能降低固化成本。

热态压实 废树脂在专用的设备内脱水和干燥，干燥后废树脂装入内包装容器，然后通过压实机将装有废物的容器压成废物饼，再将废物饼装入外包装容器并用水泥砂浆固定。

脱水储存 废树脂或废过滤器滤芯分别装入内设有脱水装置的高完整性容器，随后进行脱水，使得容器内的废树脂或废过滤器滤芯的游离水含量符合标准规定要求，然后封盖。

桶内干燥 将蒸发浓缩液、泥浆、化学废液等装入桶内干燥后，再用压实机将干燥后的废物桶压成废物饼，并将其装入外包装容器，然后用水泥砂浆固定。

桶内固定 将废过滤器滤芯直接放入外包装容器，如 200L 钢桶，用水泥砂浆固定。

干废物处理工艺 包括焚烧、压实打包等。最终废物包的性能应满足近地表处置安全性的要求。

焚烧 被污染了的工作服、手套等劳动保护用品，低放射性树脂，废机油等可用焚烧法处理。焚烧炉有热解式和筒式两种。其容积减小比率（减溶比）为 20～120。焚烧过程产生的废气通过净化才能排入大气。炉灰需作进一步固化处理。

压实打包 对废塑料、橡胶制品、保温材料、薄壁金属容器、高效过滤器等采用压实打包。常用的压缩机有桶内压缩和超级压缩两种。桶内压缩（压力为 10～50t）的废物桶完整无损，它既是压缩室，又是废物储存桶。超级压缩（压力为 1000～2000t）的废物桶经压缩后被压破，与废物一起压成废物饼。为实现废物最小化，核电厂内可压缩的干废物均采用两级压缩，总压缩比为 5～7。压缩过程中产生粉尘，需配备通风系统，对于放射性较高的废物，还要采取隔离操作。固体废物最终封装在 200、400L 钢桶、混凝土桶高完整性容器等，以达到长期安全储存。

fangshexing hesu huanjing zhuanyi

放射性核素环境转移

（transfer of radionuclides in environment） 放射性核素在大气、水体、土壤、生态系统等环境介质中发生空间位置转移及所引起的浓集、分散和消失的过程。放射性核素在环境中的转移常常伴随着形态的转化。除少数情况外，放射性核素在环境中的转移涉及一系列复杂的过程，某些过程可能导致放射性核素的稀释，另一些过程可能导致放射性核素的生物或物理再浓集，这取决于放射性核素的物理化学性质和所处的环境条件。关于放射性核素在环境中转移的研究，主要是确定转移途径，并用一系列转移模式和转移参数来描述。

转移途径 包括排入大气的放射性核素及排入水体的放射性核素两类转移途径。

排入大气的放射性核素的转移 如图 1 所示。由核电厂

排入大气的放射性核素在向下风向迁移和扩散的同时，也将通过重力沉降、干沉积、降水冲洗及放射性衰变等过程从烟羽中部分地被清除，同时导致在地表面（土壤、植物等）和水体中的沉积。相对于其他转移过程，放射性核素在水体中的沉积常常只居十分次要的地位。沉积于植物表面的放射性核素，一部分因刮风、下雨等过程从植物表面消失；一部分向植物内部转移；其余部分附着在植物表面。沉积于土壤的放射性核素，一部分因再悬浮、降水冲刷或向土壤深处的迁移等过程从土壤表面消失；另一部分被植物根部吸收并转移到植物的其他部分。被放射性污染的植物可能被动物所摄取而转移到动物产品中。通过新陈代谢，污染的动植物也要向环境排出放射性核素。放射性核素通过生态系统的转移最终可能通过食入途径进入人体内。

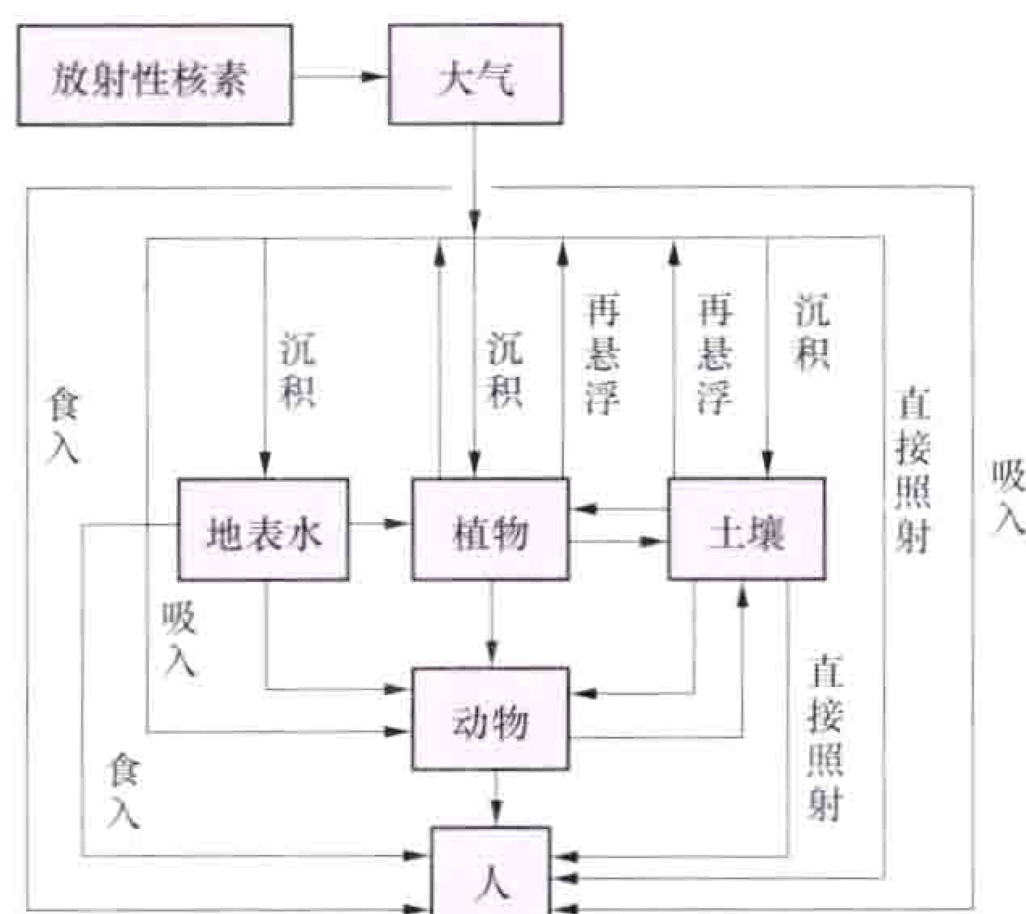


图 1　排入大气的放射性核素的环境转移

排入（或渗入）水体的放射性核素的转移　如图 2 所示。核电厂排入地表水（江、河、湖、海）的放射性核素在水中迁移扩散的同时，也将发生沉积、再悬浮、吸附、解析、蒸发及生物浓集等过程。淡水或海洋动植物对放射性核素的生物浓集过程是生态系转移的一个重要方面。饮水和灌溉也会导致放射性核素进入陆地生态系。排入水体的放射性核素不论是通过水生生态系的转移，还是通过陆地生态系的转移，都可能通过食入途径转移到人体内。

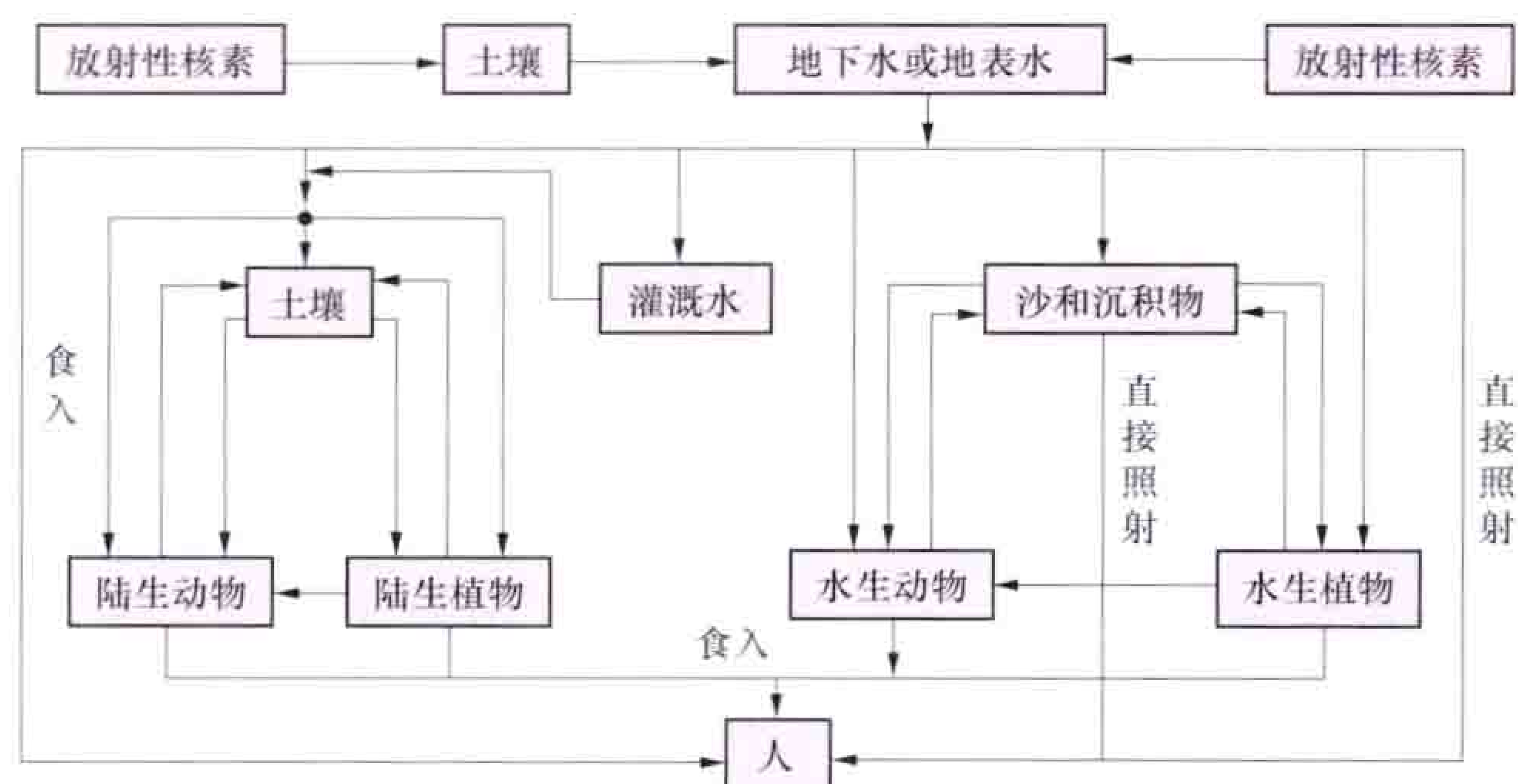


图 2　排入地下水和地表水的放射性核素的环境转移

由核电厂的某些正常或事故排放、低水平放射性废物浅地层埋藏，以及高水平放射性废物储存库等释放的放射性核素都可能经土壤或岩石等地质介质进入地下水，在地下水中迁移弥散后又进入饮用水或地表水，通过饮水或生物链转移途径进入人体内。放射性核素在地下水中的迁移弥散是一个十分复杂的过程，包含了载体流体（水）的运动和溶解物（放射性核素）的质量迁移，同时受到地质介质的吸着、滞留等作用。

转移参数　转移因子和放射性核素环境转移过程涉及的其他参数。转移因子（又称转移因数）是指放射性核素由一种环境介质转移到另一种环境介质中的份额。土壤-植物的转移因子是指植物从土壤摄入放射性核素的浓度比；饲料-动物产品的转移因子是指动物每天摄入的放射性核素转移到每千克（或每升）动物产品中的平均份额；而水-水生生物的转移因子即为由水到水生生物的浓集因子。其他转移参数包括人（或动物）对食品（或饲料）和水的消费量、单位面积作物产量、土壤表面密度及各种使用因子等。

转移模式　预示放射性核素环境转移的模式。通常采用浓集因子（CF）法和系统分析（SA）法两种数学方法。浓集因子法是最广泛应用预示放射性核素计划释放的环境后果的方法。它假定放射性核素在环境介质中达到了平衡，因而转移因子是一种物理状态与另一种物理状态之间的稳定浓度比。该方法因为忽略了放射性核素转移过程中各种因素对时间的依赖关系而具有简单方便的特点。系统分析法采用一组联立微分方程式描述转移过程的动力学特征，而微分方程中的转移因子可能随时间变化。浓集因子法可以看作系统分析法的一种特定的极限情况，系统分析法则克服了浓集因子法不能包括随时间变化的辐射效应这一弱点，并可引导我们注意急性事故排放所造成的短期危害。它的主要局限是数学结构比浓集因子法复杂得多。

环境模拟试验　现场或实验室开展的模拟放射性核素环境转移的试验。环境模拟试验方法已被广泛用于预测放射性核素环境转移的行为，成为预测放射性核素环境转移的主要手段，并用于确定环境转移参数和检验环境转移模式的可用性。开展放射性核素在各种环境介质中转移的模拟试验有：大气和各种水体中野外示踪物试验，风洞、水槽模拟试验，水工实验室的水扩散、沉积试验，现场和实验室的土柱淋溶试验，用于高水平放射性废物处置的地下实验室试验等。这些模拟试验技术的应用极大地提高了放射性核素环境转移预测与评价的可靠性。

fangshexing hesu zai rentinei de daixie

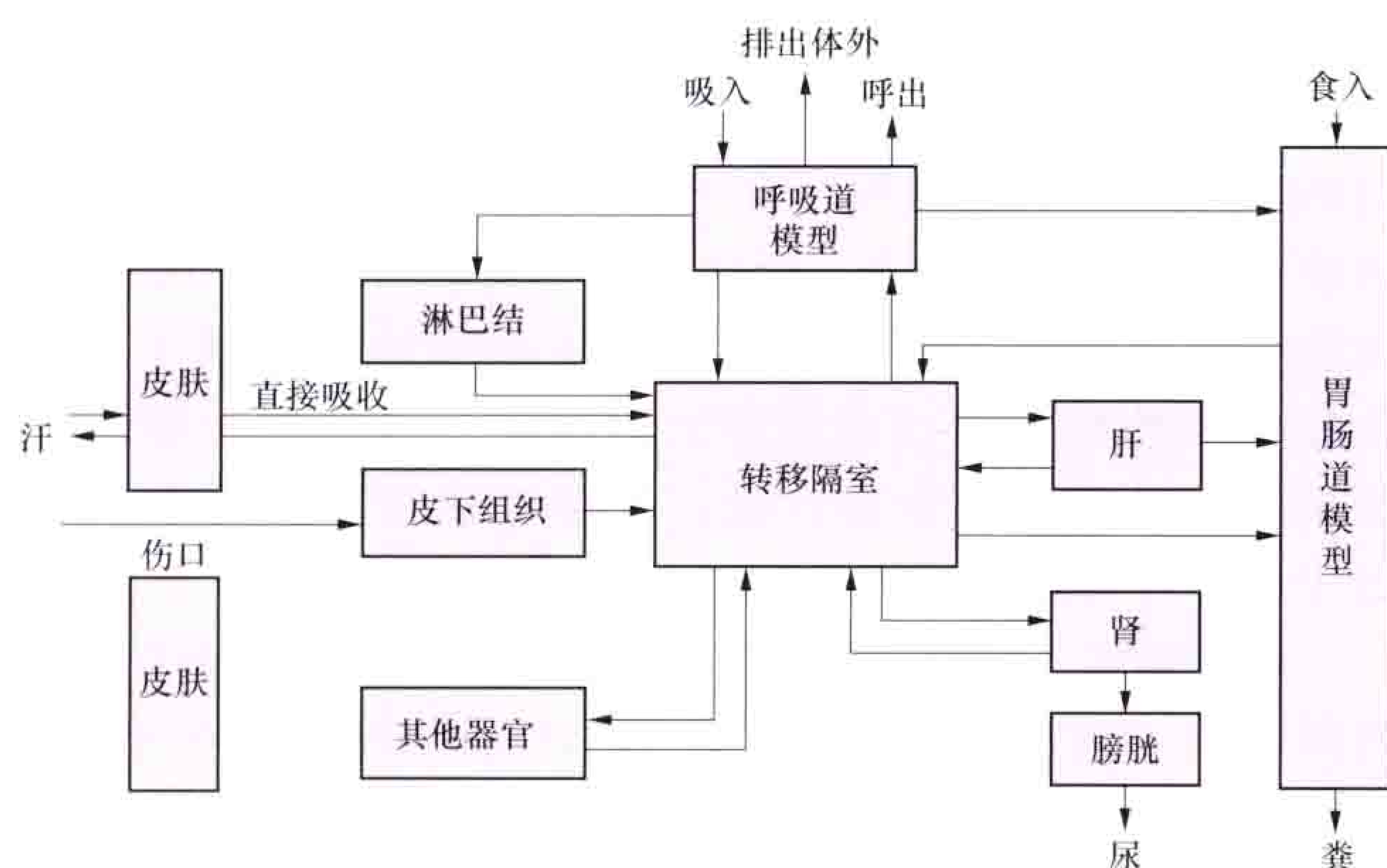
放射性核素在人体内的代谢

(metabolism of radionuclides within human body)　放射性核素（包括天然的和人工的）随食物、饮用水食入或随空气吸入人体，在人体内的吸收、分布、沉积和排除等一系列动态过程。研究放射性核素在人体内的代谢规律对内照射评价具有重要意义，代谢过程见图。

吸收　放射性核素由不同摄入途径进入到体液的过程。放射性核素的主要摄入途径有呼吸道、胃肠道和伤口等，少量核素也可透过完整皮肤和黏膜进入人体内。

放射性气体，例如氡及氚水和碘的蒸气极易以简单扩散的方式经呼吸道黏膜或肺泡进入血流；放射性气溶胶在呼吸道内的沉积、廓清和吸收过程则是一个十分复杂的过程，它既取决于呼吸道的解剖生理因素（如解剖学特征、肺容量、肺活量、潮气量和呼吸频率等），又取决于放射性气溶胶的理化性质（如粒子大小、密度和溶解度等）。一般的规律是，大粒子在胸腔外区（鼻咽部）沉积多，在肺部（包括支气管区、细支气管区和肺泡-间质区）沉积少，小粒子则相反。

放射性核素经胃肠道的吸收率随其化学属性而有很大差



放射性核素在人体内的代谢过程

异。钠、钾、铯等第Ⅰ族元素，以及氟、氯、溴、碘等第Ⅶ族的放射性核素100%被吸收入血液，而钍、钚和镅等锕系元素经胃肠道的吸收率仅为0.001%～0.01%。

一些气态或蒸气状态的放射性核素，以及溶于有机溶液或酸性溶液的化合物可通过无损伤皮肤进入人体内，如氚水蒸气经皮肤进入体内的量与经由呼吸道进入体内的量几乎相等。表皮层受到破坏而形成创伤时，易溶性化合物经此伤面的吸收率可比经完整皮肤的吸收率提高数十倍；难溶性化合物（如超铀元素的氧化物）则会长期滞留于沾染的伤口，少部分被吸收。

分布与沉积　放射性核素被吸收入血液后，随血液循环分布到体内各器官或组织中。分布到某器官或组织中活度的多少以滞留分数（器官或组织中放射性核素含量占全身滞留量的分数）表示。分布类型大致分为两种：一种是相对均匀型，氚水和钠、钾、氯、铯等元素的放射性核素被吸收入血液后均匀分布于全身；另一种是亲器官型，镧、铈和钍等三价和四价阳离子元素的放射性核素亲肝型分布，钙、锶、钡、镭、钇、锆和钚等元素的放射性核素亲骨型分布，铀和钌等五价到七价的放射性核素多为亲肾型分布，碘的放射性核素是亲甲状腺型分布。亲骨型放射性核素依据其微细定位，还可分为骨体积沉积型和骨表面沉积型，前者均匀分布于骨体积中，后者沉积于骨质表面。亲器官型放射性核素的分布特点决定了体内某些器官或组织易受到较多的辐射照射剂量，从而导致较重的损伤。

凡化合价态相同的放射性核素，在人体内分布的类型基本相同。对稀土族核素，其离子半径越大，在肝内沉积越多，骨内沉积越少；离子半径越小，则相反。

排除　已进入人体内的放射性核素可通过呼吸道、肾、胃肠道、胆汁、汗腺、唾液腺和乳腺等多种途径从人体内排除，排除速率视放射性核素的理化性质和进入人体的途径而异。

气态和挥发性放射性核素主要经呼吸道排除，排除率高，速率也快。

进入胃肠道内不易吸收的放射性核素，^{144}Ce、^{147}Pm、^{239}Pu等99%以上自粪便排除；选择性沉积在肝脏内的放射性核素也可通过胆汁自肠道排除。吸收入血液的可溶性核素，^{24}Na、^{90}Sr和^{131}I等主要经肾脏随尿排出。而吸收入血液后易在人体内水解的放射性核素，^{144}Ce、^{140}La和^{239}Pu等，随尿的排出率要低得多。核事故时易释放到环境中的放射性碘，进入人体内后可通过乳腺、汗腺、皮肤和黏膜等途径排出。

描述放射性核素自器官或人体内排除过程的两个代谢参数是生物半排期和排除函数。生物半排期是指由于代谢因素使已进入人体内的放射性核素的含量自体内排除一半所需的时间。从对人体健康影响而论，结合核素的放射性衰变，使人体内放射性核素活度减少一半所需的时间称为有效半减期。

代谢模式　依摄入（指食入或吸入等）方式基本上分为单次摄入和持续摄入两类。除了这两类摄入模式外，还有一些过渡类型，如短期内多次吸收和不溶性放射性物质一次沾染后引起的递减性吸收。当单次摄入时（事故情况下），摄入时刻血液吸收率呈一次性升高，器官内放射性核素含量迅速上升，而后随时间递减。持续摄入时（正常操作情况下），每天以相对恒定的速率摄入，血液吸收率保持恒定，器官内放射性核素含量随时间延长而增高，直到达到平衡。这两种基本代谢模式表明了器官受照射的时间特点，并为人体内沾染监测计划制订提供依据。

年龄因素的影响　放射性污染可影响到包括各种年龄的公众成员。放射性核素在人体内器官的代谢与年龄的关系，一般规律是沉积率随器官增重率的增加而增多，生物半排期（T_b）随器官质量增大而延长。儿童时期器官质量小而生长快，放射性核素在器官内沉积较多，转移较快。以年龄为1、5、10、15岁分组，碘在这4组人员甲状腺内的T_b分别为25、30、44天和50天。

参考书目

朱寿彭，李章．放射毒理学．苏州：苏州大学出版社，2004.

ICRP Publication 66. Human Respiratory Tract Model for Radiological protection. Anuals of the ICRP, 1994.

fangshexing tongweisu dianyuan

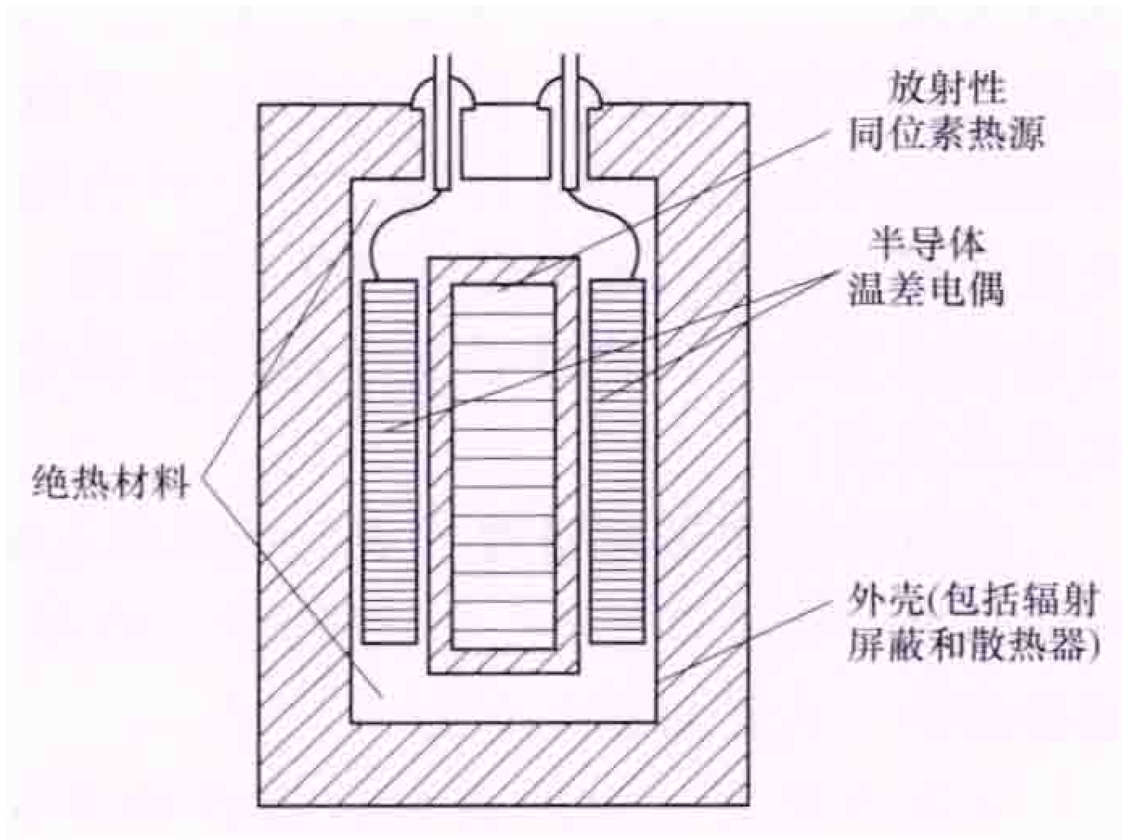
放射性同位素电源

（radioactive isotope power sources）　一种将放射性同位素（见核素）衰变能转换为电能的装置。简称同位素电源。放射性同位素电源按能量转换机制可分为直接利用放射性同位素衰变放出的带电粒子流充电的直接转换和利用放射性同位素的衰变热转变为电能的间接转换两类。直接充电式放射性同位素电源属于直接转换；而温差式、辐射伏特式、热致光电式、热离子发射式和热机转换式等放射性同位素电源为间接转换。其中应用最广泛的是温差式放射性同位素电源（RTG）和辐射伏特式放射性同位素电源。

温差式放射性同位素电源（RTG）　放射性同位素衰变时释放的衰变能以衰变产生的粒子和新核素反冲核的动能形式出现。在粒子和新核素反冲核与物质经过多次碰撞后转变为热能，最后再利用半导体的塞贝克效应将热能转变成电能。

组成　主要是由放射性同位素热源、温差换能器和外壳（包括绝热材料和散热器等）组成，图中所示为温差式放射性同位素电源结构，它的核心部件是放射性同位素热源和温差换能器（半导体温差电偶）。自RTG应用以来，放射性同位素热源的结构和性能不断完善，热源功率较大，一般采用二氧化钚

（钚-238）与钼的金属陶瓷燃料，其理化和安全性能均较好。燃料盒由内外两层组成，外层为石墨套，主要在空气动力加热时起热保护作用。内层为多层金属源壳密封结构，其最里层主要考虑与燃料的化学相容性，一般由钽合金制成。外面几层的作用主要是抵抗外部的各种作用力，由耐高温超强合金制成。



温差式放射性同位素电源结构示意图

研发简史　美国率先对 RTG 进行了研究。1956 年，美国制定了空间核辅助电源（SNAP）计划，以便为军用导航卫星等提供能源。1961 年，美国将电功率为 2.7W 的 SNAP-3A 随同子午仪-4A 导航卫星发射到太空。美国于 20 世纪六七十年代主要使用功率在 100W 以下的 SNAP 系列 RTG。从 80 年代开始致力于研制模块化百瓦级同位素热电转换器（MHW-RTG）。随后，又研制出更大功率的通用热源放射性同位素电源（GPHS-RTG）。伽利略号、尤里西斯号、卡西尼号和新地平线号等均使用了多种型号的 GPHS-RTG，扩大了应用范围。

至今，美国发射了 20 多艘航天器，携带了 40 多个放射性同位素电源。卡西尼号探测器于 2004 年到达土星，携带的单个同位素电源电功率为 285W。“新地平线号”飞行器，将于 2015 年到达冥王星，携带的单个同位素电源为 295W。

苏联 20 世纪 60 年代开始空间核电源的研制，早期 RTG 研制使用的放射性同位素是钋-210。20 世纪 90 年代，俄罗斯开始进行钚-238 RTG 研究。苏联于 1965 年首次使用了钋-210 RTG 作为军事空间通信卫星宇宙 84 号和宇宙 90 号的星载电源。1969 年和 1971 年再次使用钋-210 RHU（热源功率 800W）为月球车 1 号和月球车 2 号星载设备加热。俄罗斯 1996 年 11 月发射的火星-96 号探测器采用了 4 个钚-238 RTG（电功率 220mW）为其提供一定能源。

中国研究 RTG 起步稍晚，于 1971 年曾考虑采用 RTG 作为中国第一颗人造卫星的辅助电源，由中国科学研究院上海原子核所和二机部原子能所（中国原子能科学研究院前身）共同承担，研制成功了中国第一个钋-210 RTG（命名为东风-1 号），但因故未实际使用。其后，中国 RTG 的研究长期处于停顿状态。2006 年 6 月，中国原子能科学研究院同位素研究所研制成功国内第一个钚-238 同位素电池。钚-238 电池的研发正在该所继续开展。

RTG 将在太空领域、人迹罕至的恶劣环境或一些特殊需要的场合都会得到大量的应用，以保证科学研究、国家安全任务的能源供应。同位素微电池与微机电系统（MEMS）的结合将在电子信息、环境监测、医疗卫生等领域得到广泛应用。

辐射伏特式放射性同位素电源　当放射性同位素发出的射线粒子射入半导体 pn 结时，在 pn 结中就会由于射线粒子的电离作用而产生非平衡载流子，非平衡载流子在内建电场的作用下分别移向两极，这样便会在 pn 结两端产生电动势差。

性能特点　具有结构紧凑、比容量高、运行可靠、环境适应性强，能量稳定、使用寿命长，能长期工作而无需维护等特点。

研发简史　根据国外公开发表的文献，β 伏特电池的研究第一阶段为 20 世纪 50～70 年代。Rapaport 于 1953 年首先描述了将放射源和半导体 pn 结结合在一起产生的 β 伏特效应。第二阶段，Larry C. Olsen 于 1968～1974 年对 β 伏特电池进行了深入研究并取得了显著成果。此阶段主要以硅为能量转换材料，以钷-147 为放射性同位素进行研究；此后到 2000 年期间，很少看到此类研究的相关报道。21 世纪以来，随着新材料、薄膜技术和表面微加工技术的发展和微系统对电源的需求，β 伏特电池再度成为众多科研机构研究的热点。人们以碳化硅、砷化镓等新型半导体材料和具有三维表面结构的硅材料作为能量转换器件来提高 β 伏特电池的效率；为了避免钷-147 的 γ 辐射，采用了镍-63 和氚等低能 β 放射性同位素对 β 伏特微电池进行研究。

fangshexing wuzhi yunshu anquan

放射性物质运输安全

（safety of radioactive material transportation）　放射性物质在运输转移过程中，采取有效的辐射防护和安全保卫措施，防止发生事故、被盗、丢失或破坏。

核电厂运输的放射性物质主要为新燃料组件、乏燃料、放射性废物、中子源及放射性同位素（见核素）源等，运输方式包括公路运输、铁路运输、航空运输、内陆水运、海运以及这些运输方式的任意组合。放射性物质运输除交通运输本身的风险外，还有与运输的放射性物质相关的辐射风险。放射性物质运输安全主要有两个目标：保护装运的放射性物质不被破坏；保护人员、环境和财产不被放射性物质污染和（或）照射。实现这两个目标主要依靠装运货包安全、放射性物质运输管理、事故应急准备和响应三种措施来实现；另外，还与运输工具的安全性能、拴系装置的安全性能、运输路线及道路性能相关。

装运货包安全　主要涉及运输容器设计、制造、货包试验、运输容器的使用和维修四个方面。

货包　提交运输的包装与其放射性内容物的统称。根据货包内放射性物质类型、活度、物理状态等，按照 GB 11806—2004《放射性物质安全运输规程》，放射性物质运输货包分为例外货包、1 型工业货包（IP-1）、2 型工业货包（IP-2）、3 型工业货包（IP-3）、A 型货包、B 型货包和 C 型货包。货包根据运输指数（TI）和外表面上任意一点的最高辐射水平分为Ⅰ级（白）、Ⅱ级（黄）和Ⅲ级（黄）。临界安全指数（CSI）是指用于控制装有易裂变材料的货包、外包装和货物集装箱堆积的一个数值。

包装　完全封闭放射性内容物所必需的各种部件的组合体。它可以包括一个或多个腔室、吸收材料、间隔构件、辐射屏蔽层和用于装料、排空、通风及卸压的辅助设

备：用于冷却、吸收机械冲击、装卸与拴系、隔热的部件；构成货包整体的辅助件。包装可以是箱、桶或类似的容器，也可以是货物集装箱、罐或散货集装箱。狭义的包装即指运输容器。

运输容器设计　放射性物质运输容器设计单位应当建立健全和有效实施质量保证体系，按照放射性物质运输安全标准进行设计，可通过试验验证或采用可靠、保守的分析论证或两者相结合等方式，对容器的安全性能进行评价，如实记录设计和安全性能评价过程。容器设计中要考虑内容物的特性，内容物与容器材料的相互作用、化学与电化学反应。对容器的结构、热工、包容、屏蔽、临界性能充分考虑并评价安全性能，制定并评价容器的操作规程、验收试验和维修大纲。一类和二类放射性物质运输容器的设计，应当在首次用于制造前报核安全监管部门审查批准和备案，三类放射性物质运输容器的设计应编制符合放射性物品运输安全标准的证明文件并存档备查。

运输容器制造　放射性物质运输容器制造单位应当按照设计要求和放射性物质运输安全标准，对制造的容器进行质量检验，编制质量检验报告。从事放射性物质运输容器制造活动的单位，应当具备与所从事的制造活动相适应的专业技术人员、生产条件和检测手段、管理制度和质量保证体系。一类和二类放射性物质容器制造单位应当分别得到核安全监管部门的许可或报核安全监管部门备案，并将制造容器编码报核安全监管部门备案。三类放射性物质容器制造单位应当每年将上一年度制造的运输容器型号和数量报核安全监管部门备案。

货包试验　放射性物质运输容器主要用于包容和屏蔽放射性物质、保持次临界状态、导出衰变热。放射性物质运输容器首次装运前需经受验证运输正常条件能力的试验和（或）验证经受运输事故条件能力的试验（见图），各类型货包的试验项目和要求参见 GB 11806《放射性物质安全运输规程》。货包试验要考虑各试验项目产生的累积效应，以及对后续试验造成最大损坏的影响。货包经受规定的试验后要能防止放射性内容物的漏失或弥散，保持足够的屏蔽能力，防止临界。货包试验中通常使用模拟内容物代替真实的放射性内容物，在对试验结果的评价中要考虑内容物的差异对试验结果的影响。



运输容器跌落试验（李国强　提供）

运输容器的使用和维修　未经质量检验或者经检验不合格的放射性物质运输容器，不得交付使用。放射性物质运输容器使用单位应对其使用的运输容器定期进行保养和维护，并建立保养和维护档案。放射性物质运输容器达到设计使用年限，或者发现放射性物质运输容器存在安全隐患的，应当停止使用，进行处理。一类放射性物质运输容器每两年进行一次安全性能评价，并应将评价结果报核安全监管部门备案。使用境外单位制造的一、二类放射性物质运输容器的，应当在首次使用前报核安全监管部门审查批准或备案。

放射性物质运输管理　放射性物质运输管理主要包括法规和标准、审批和管理、辐射防护、质量保证、遵章保证、实物保护、人员培训七个方面。

法规和标准　中国管理放射性物质运输的相关法规、标准主要是《放射性物品运输安全管理条例》（国务院令第 562 号）和 GB 11806—2004《放射性物质安全运输规程》。GB 11806 等同采用了国际原子能机构（IAEA）的安全标准丛书《放射性物质安全运输条例》（TS-R-1）（2003 年修改版）。放射性物质运输还应该遵守交通运输部、铁路运输部门、民用航空局等部门关于放射性物质或危险货物的运输管理规定。联合国在《关于危险货物运输的建议书》中将放射性物质列为第七类危险货物，在国际运输时还应遵守国际或区域组织制定的关于放射性物质运输的规定。

审批和管理　特殊形式放射性物质设计、低弥散放射性物质的设计、货包设计、装运放射性物质和特殊安排下的装运应得到国家有关主管部门的批准。主管部门可以颁发特殊形式放射性物质、低弥散放射性物质、特殊安排、装运和货包设计五种批准证书，一类放射性物质运输容器的制造许可证书和境外制造容器使用批准书。当涉及国际运输时，还应经多方批准。

辐射防护　放射性物质运输辐射防护大纲拟采取的措施应与辐射照射的大小和受照可能性联系起来。运输中的防护与安全应该是考虑了正常照射和潜在照射的最优化，以使个人剂量大小、受照射人数，以及引起照射的可能性应该保持在合理可行尽量低的水平。定期评估由放射性物质运输引起人员所受辐射剂量以保证防护与安全系统符合 GB 18871《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》的要求，对运输活动产生的职业照射用有效剂量评估。应该把放射性物质与工作人员和公众充分隔离。（见辐射防护）

质量保证　特殊形式放射性物质、低弥散放射性物质和货包的设计、制造、试验、文件编制、使用、维护和检查，以及运输作业和中途储存作业应制定质量保证大纲并有效实施。质量保证大纲的制定和实施应该在运输作业开始前及时进行。（见质量保证）

遵章保证　主管部门负责做出安排和要求，通过制定并执行用以监督包装、特殊形式放射性物质和低弥散放射性物质的设计、制造、试验、检查和维护活动，以及托运人和承运人进行的货包制备、与货包有关的文件编制、货包装卸和堆放活动的监督大纲，以验证各项规定在实践中均得以遵守。

实物保护　放射性物质运输过程中可能最容易发生试图擅自转移或破坏放射性物质的行为。通过人防和技防相结合的方法，及早探知、延迟、阻止未授权人员进入运输控制区和运输工具内。保持通信畅通，可对意外事故和潜在危险做

出及时响应，最大限度减小损失。严格实行行政监控，确保参与运输人员的可靠性，加强运输文件和资料等的保密。

人员培训　从事放射性物质运输的人员应当接受 GB 11806 中与其责任相称的内容的培训，培训内容应该包括有关辐射危险的性质、电离辐射的特性、电离辐射效应及其测量方面的适用知识。培训应当在聘用放射性物质运输人员时进行或确认，并应当定期进行主管部门认为合适的再培训，对培训的有效性进行检查。

事故应急准备和响应　放射性物质运输应急准备和响应可有效减缓事故的发生或缓解事故后果。发货人和承运人应考虑所有可合理预见的事件，制定应急响应预案和执行程序，并通过定期和不定期的应急演习以保持应急响应能力。运输期间一旦发生事故或小事件，还应考虑除放射性危害外由运输内容物与环境之间的反应而产生的其他危险物质。为按照事故的严重程度及其后果以逐级响应的方式执行应急预案，应该制订出清楚的、切实可行的执行程序。应急响应主要的行动有事故报告、受伤人员救治、控制火灾及运输事故共有的其他后果、评价和控制辐射危害、防止放射性污染扩散、控制交通、人员去污和附近区域去污、恢复安全状态。放射性物质运输事故响应的责任一般由发货人、承运人、国家和地方政府部门分担，但主要责任归发货人和承运人。

feinengdong anquan

非能动安全

(passive safety)　采用自然界物质固有的规律，如物质的重力、流体的自然对流、扩散、蒸发、冷凝以及蓄压势能等非能动原理来达到核设施安全目的的一种安全理念或设计技术。非能动安全技术摒弃了传统设计采用的能动安全技术和部件，不依赖于人员的干预、辅助系统支持和动力源。相对于传统的能动安全系统而言，非能动安全系统设计简单，部件少，可靠性高。

feinengdong anquanqiao lengque shuixiang

非能动安全壳冷却水箱

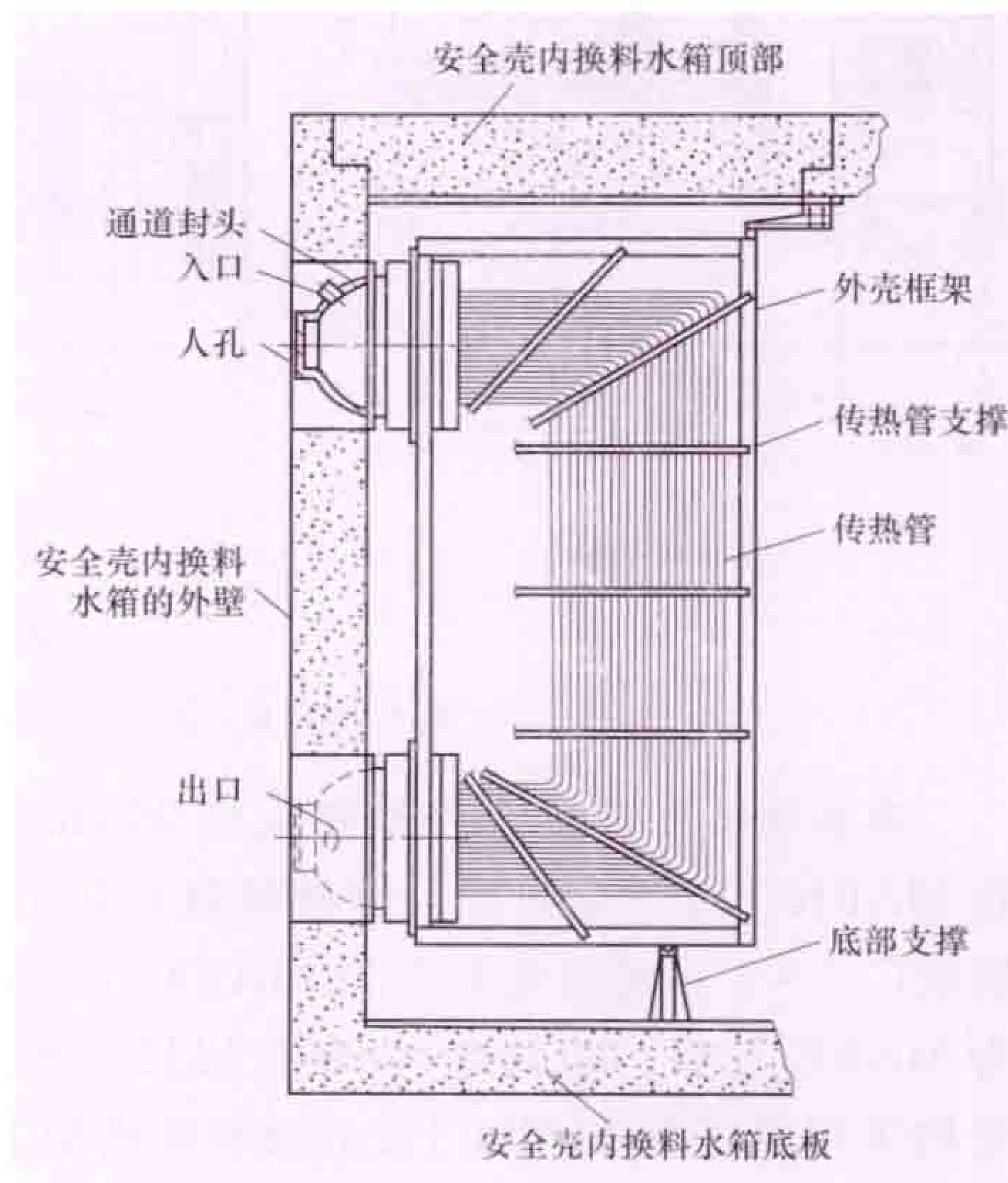
(passive containment cooling water storage tank, PCCWST)　AP1000 非能动安全壳冷却系统的重要设备之一。其功能是在核电厂设计基准事故下，向钢制安全壳外表面泼洒冷却水，导出安全壳内热量，降低安全壳内的压力和温度；在需要时，向乏燃料池和核岛内布置安全设备房间的消防系统提供消防水。非能动安全壳冷却水箱布置在钢制安全壳上方，由屏蔽厂房顶部锥形混凝土结构支撑，与屏蔽厂房结构组合成一体，为内衬不锈钢板的环形混凝土构筑物。水箱设计要考虑抗地震和防飞射物撞击要求，储存的水量要满足设计基准事故后 72h 内带出安全壳内反应堆冷却剂最大质能释放和堆芯余热所需的冷却水量要求，还包括提供消防系统两个消火栓 2h 的供水量。系统设有一条再循环回路，定期向水箱添加化学药剂。冬天保持水箱内水的温度，实现水质和水温控制。

feinengdong yure paichu rejiaohuanqi

非能动余热排出热交换器

(passive residual heat removal heat exchanger, PRHR HX)　AP1000 非能动堆芯冷却系统主要设备之一。其功能是在核电厂发生事故、反应堆正常余热排出系统失效时，投入运行，依靠冷却剂的自然循环导出堆芯衰变热。（见堆芯剩余释热）

非能动余热排出热交换器由进出口管箱及管板，传热管束及支撑组成（见图）。管束为直立式 C 形管束，浸没在安全壳内置换料水箱的含硼水中。进出口管箱及管板用外延法兰固定在水箱的侧墙上，有一个框架结构将非能动余热排出热交换器整体支撑在水箱内。与热交换器上管箱相接的进口管与反应堆冷却剂环路热段相连，该段管道全长设置保温层使在核电厂正常运行时，管内介质保持较高的温度。从热交换器下管箱引出的出口管与蒸汽发生器一次侧出口联箱相接。



非能动余热排出热交换器

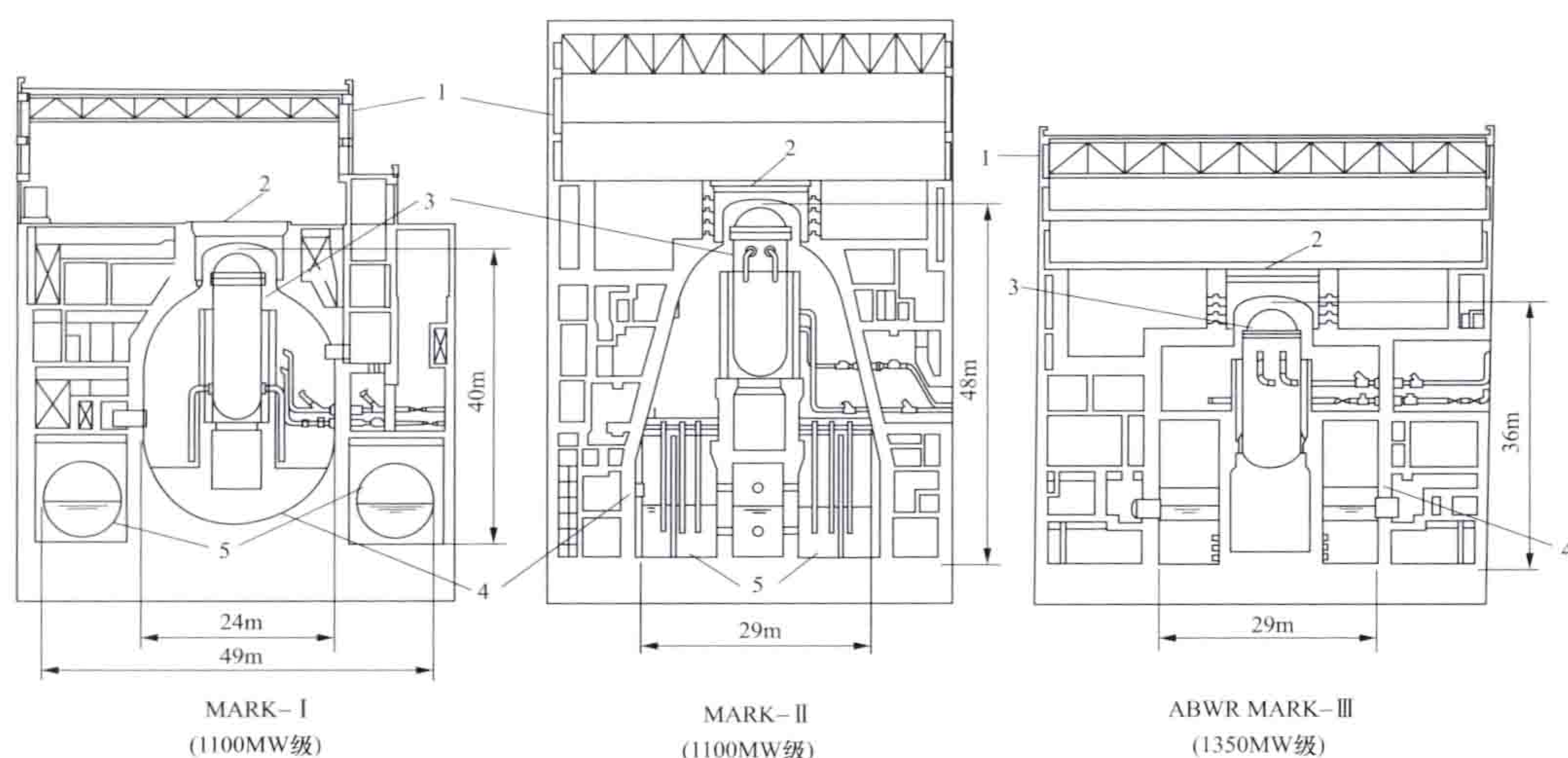
出口管设置两只并联的常关气动隔离阀，系统投入运行时，两只气动隔离阀打开，依靠热交换器与反应堆布置的位差和热交换器进出口水温差产生的热驱动压头形成的自然循环来冷却反应堆的冷却剂，将堆芯的余热传至换料水箱中的水。热交换器投入运行后，可在 36h 内将反应堆冷却剂的温度降低到 215℃。使反应堆进入稳定安全停堆运行状态。

非能动余热排出热交换器的管侧与反应堆冷却剂系统相连，其设计压力、温度和安全分级与反应堆冷却剂系统设备相同。传热管材料一般采用 Inconel-690 合金。

feishuidui anquanqiao xitong

沸水堆安全壳系统

(BWR containment system)　由用来包容沸水反应堆压力容器、主系统、蒸汽给水系统、应急堆芯冷却系统、安全壳喷淋系统及某些安全重要系统的构筑物和用于保护安全壳完整性的相关专设安全系统组成。沸水堆安全壳系统的主要功能是在主系统管道破裂时，保护安全壳，防止放射性物质泄漏到环境中。沸水堆安全壳采用鼓泡凝结式安全壳，在安全壳内设置弛压（抑压）水池，在发生失水事故时，能将产生的蒸汽-空气混合物排入弛压水池，经鼓泡后，将蒸汽凝结下来，同时将蒸汽-空气混合物中的放射性颗粒和卤素大量洗涤下来，减少了安全壳内的放射性，进而降低释放到环境中的放射性水平。另外，安全壳内设干井，反应堆即安装在干井内。干井的作用是：①承受失水事故瞬态压力，并通过排气管将汽水混合物导入抑压水池；②提供屏蔽，使运行维修人员能在反应堆运行时进入安全壳内干井以外地区；③对失水事故时可能发生甩管、水流冲击和飞射物提供防护，以保护安全壳。干井顶部有一个钢制密封顶并可拆卸，以便进行换料检修。



沸水堆安全壳结构

1—反应堆厂房；2—屏蔽盖；3—压力容器；4—安全壳；5—弛压水池

沸水堆核电厂安全壳最初采用MARK-Ⅰ型（灯泡形）和MARK-Ⅱ型（圆锥形）两种钢制安全壳，日本福岛第一核电厂1～4号机组安全壳为MARK-Ⅰ型，5、6号机组改为MARK-Ⅱ型。20世纪80年代以后，沸水堆核电厂安全壳均采用改进型MARK-Ⅰ安全壳和改进型MARK-Ⅱ安全壳。1997年，在日本柏崎·刈羽核电厂投入运行的世界首座ABWR-1350MW沸水堆机组采用MARK-Ⅲ型安全壳，它采用紧凑的圆柱状厂房，一体化预应力混凝土安全壳内衬钢覆面。预应力混凝土承受压力，内层钢板用以保持气密性（见图）。

沸水反应堆压力容器包容反应堆、蒸汽分离器、干燥器、反应堆冷却剂循环泵等，产生的蒸汽直接从压力容器的上部流出，到汽轮发电机做功，因而安全壳尺寸相对压水堆安全壳紧凑。为保证安全壳完整性和功能，设置了安全壳内氢气控制系统、自动卸压系统、安全壳喷淋系统、安全壳隔离系统、过滤通风系统等专设安全设施。沸水堆安全壳内氢气控制系统用于失水事故时，为防止由于燃料包壳与水的反应而产生的氢气燃爆，设置氢气复合器来控制安全壳内氢气浓度小于燃爆的浓度；沸水堆自动卸压系统是在主系统管道发生破裂事故时，将汽水混合物直接排入弛压水池迅速冷凝，防止安全壳超压；沸水堆安全壳喷淋系统由干井喷淋系统和弛压水池喷淋系统构成，用于事故时降低安全壳和弛压水池的压力和温度，将放射性物质洗涤下来；沸水堆安全壳隔离系统用于事故情况下隔离安全壳，防止放射性物质泄漏到厂房外；沸水堆过滤通风系统用于核电厂正常运行时控制安全壳内放射性剂量水平和温度。

沸水堆安全壳是安全级构筑物，按抗震Ⅰ类设计，它布置在反应堆厂房内。安全壳内顶部不设置吊车，反应堆检修时，利用反应堆厂房的吊车拆除安全壳顶部密封结构和屏蔽盖。为防止安全壳泄漏，反应堆厂房设置空气净化处理系统以防止放射性物质外泄。安全壳设置人员和设备闸门，以便于检查和检修。

feishuidui hedianchang

沸水堆核电厂

（boiling water reactor nuclear power plant，BWR NPP）　以沸水堆为动力源的核电厂。沸水堆是以沸腾轻水为慢化剂和冷却剂，并在反应堆压力容器内直接产生饱和蒸汽的动力堆。截至2012年底，全世界已运行的沸水堆核电厂有90座，总功率为82 705MW，占全世界已运行的核电厂总功率的20.0%，仅次于压水堆；在建的沸水堆有4座，总装机容量为5400MW。

工作原理　沸水堆压力容器和堆内构件见图1。来自汽轮机系统的给水进入反应堆压力容器后（见图2），沿堆芯围筒与容器内壁之间的环形空间下降，在喷射泵的作用下进入堆下腔室，再折而向上流过堆芯，受热并部分气化。汽水混合物经汽水分离器分离后，水分沿环形空间下降，与给水混合；蒸汽则经干燥器后出堆，通往汽轮发电机做功发电。蒸汽压力约为7MPa，干度不小于99.75%。汽轮机乏汽冷凝后经净化、加热，再由给水泵送入反应堆压力容器，形成一个闭合循环。再循环泵的作用是使堆内形成强迫循环，其进水取自环形空间底部，升压后再送入反应堆容器内，成为喷射泵的驱动流。改进型沸水堆取消了主系统管路和喷射泵，而在

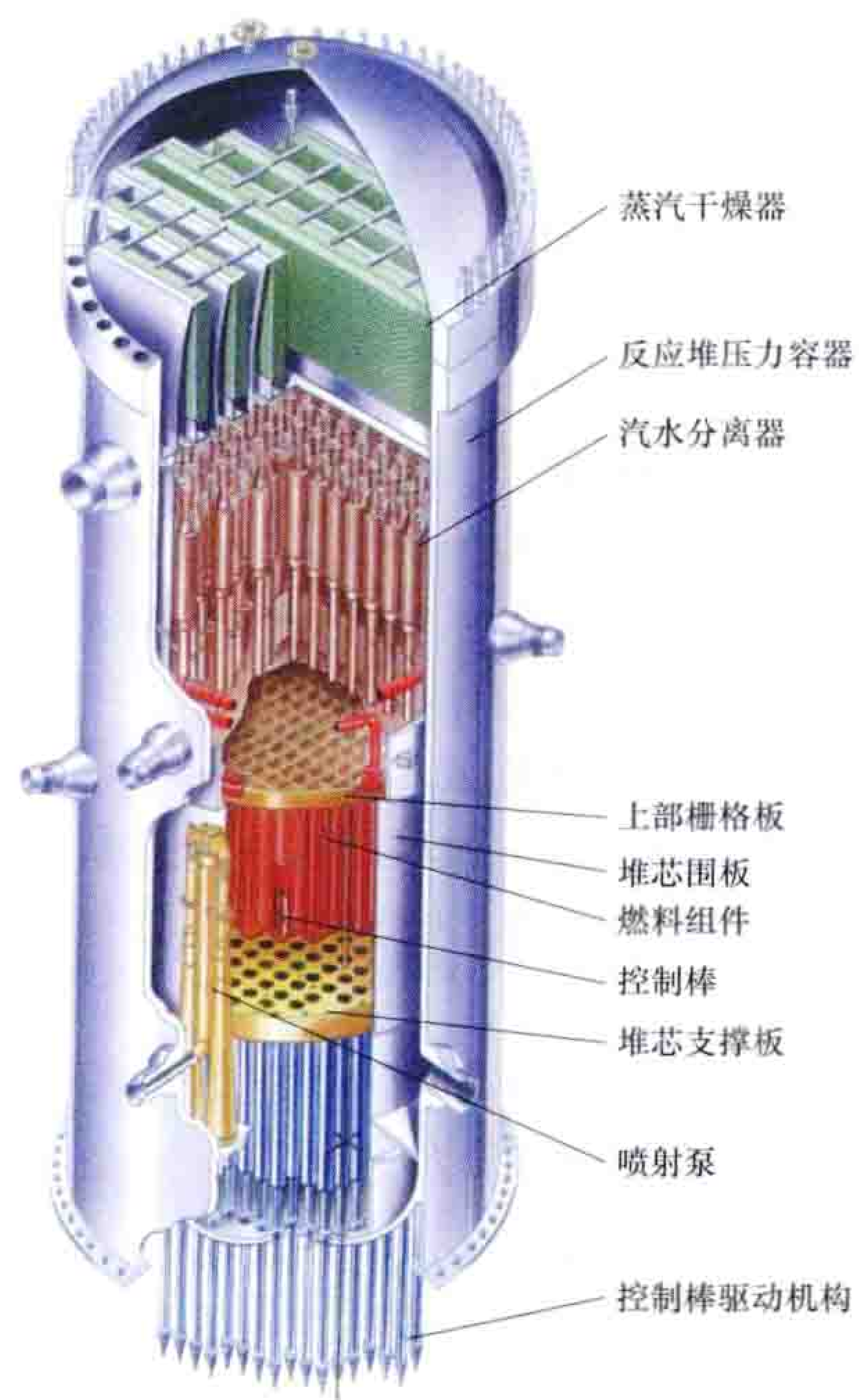


图1　沸水堆压力容器和堆内构件

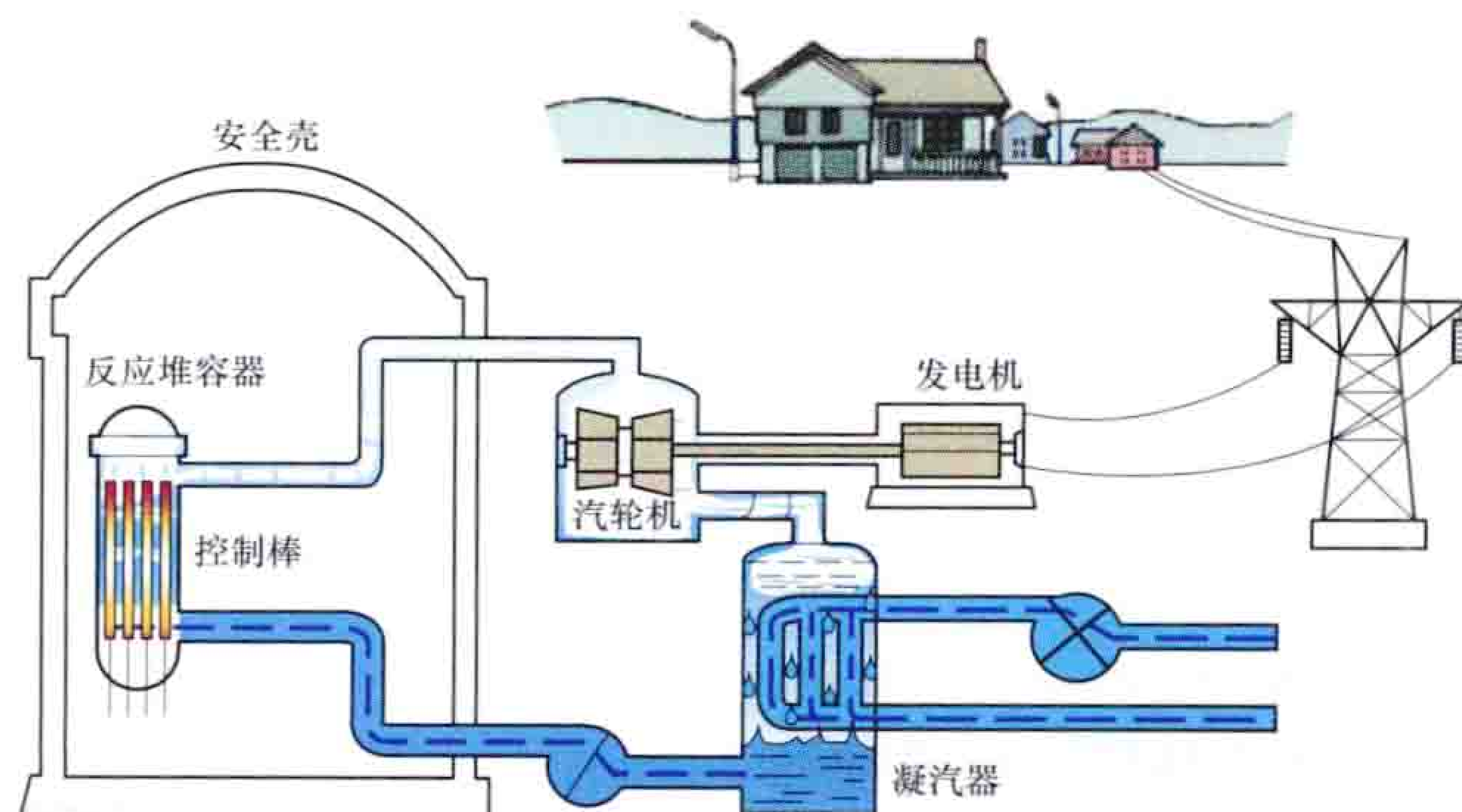


图2　沸水堆核电厂工作原理

堆内装有数台内装式再循环泵。自汽水分离器和汽轮机凝汽器流回的给水由这些泵唧送回到堆芯去再循环，从而增加了堆芯循环倍率。改进型沸水堆核电厂总体布置见图3，核电厂系统见图4。



图3 改进型沸水堆核电厂总体布置

堆芯 主要由燃料组件、控制棒组件等组成。沸水堆燃料组件为正方形有盒组件（见图5）。组件盒内燃料棒排列成7×7或8×8栅阵。棒外径约为12.3mm，高约为4.1m，其中活性段高约为3.8m。燃料芯块为不同富集度的UO_2，平均富集度为2%～3%，堆芯使用3～4种富集度燃料，在若干芯块中加入氧化钆Gd_2O_3可燃毒物，用以展平组件内中子注量率分布并补偿燃耗反应性亏损。燃料棒包壳材料和组件盒材料均为Zr-2合金。堆芯将由800个左右燃料组件排列而成。

沸水堆控制棒呈十字形，插在四个方盒组件之间，中子吸收材料为碳化硼粉末，装在细不锈钢管内，每根控制棒内装有几十根含碳化硼的不锈钢管从堆底引入。其原因是：①沸水堆堆芯上部蒸汽含量较多，造成堆芯上部中子慢化不足，这样，堆芯热中子注量率分布不均匀，其峰值下移。由堆芯底部引入有助于展平中子注量率。②可以空出堆芯上方空间用以安装汽水分离器和干燥器。但控制棒自堆底引入后就不能靠重力自动插进堆芯，因此，沸水堆控制棒驱动机构需非常可靠，通常采用液压驱动，也有采用机械液压或电气液压驱动。机械或电气驱动用于正常控制。快速紧急停堆用液压驱动，并配置有一个单独的蓄压器（见图6）。

反应堆的功率调节除用控制棒外，还可用改变再循环流量来实现。再循环流量提高，汽泡带出率就提高，堆芯空泡减少，使反应性增加，功率上升，汽泡增多，直至达到新的平衡。这种功率调节就可使功率改变25%满功率而不需控制棒进行任何动作。

沸水堆蒸汽直接在反应堆内产生，故不可避免地要挟带出由水中^{16}O经快中子（n，p）反应所产生的^{16}N。^{16}N有很强的γ辐射，因此汽轮机系统在正常运行时都带有强放射性，运行人员不能接近，还需要有适当的屏蔽。但^{16}N的半衰期仅7.13s，故停机后不久就可完全衰变，不影响设备检修。

电厂系统组成 包括：①主系统（包括反应堆）；②蒸汽-给水系统；③反应堆辅助系统，其中包括应急堆芯冷却系统；④放射性废物处理系统；⑤监测和控制系统；⑥厂用电系统。其中蒸汽-给水系统、放射性废物处理系统、厂用电系统，以及反应堆辅助系统中的设备冷却水系统、余热排出系统（见压水堆余热排出系统）、厂用水系统（见压水堆重要厂用水系统）等都与压水堆核电厂有关系统类似。

沸水堆与压水堆的比较 ①沸水堆与压水堆同属于轻水堆，都具有结构紧凑、安全可靠、建造费低、负荷跟踪能力强等优点，其发电成本可与常规火电厂相竞争。两者都须使用低富集铀燃料，并使用饱和蒸汽汽轮机。②沸水堆的系统比压水堆的简单，特别是省去了蒸汽发生器这一压水堆的薄弱环节，减少了一大故障源。沸水堆的再循环管道比压水堆的环路管道细得多，故管道断裂事故的严重性远不如后者。③沸水堆的失水事故处理比压水堆的简单，沸水堆应急堆芯冷却系统有两个分系统都从堆芯上方直接喷淋注水，而传统商用压水堆应急注水一般要通过环路管道才能进入堆芯。④沸水堆的流量功率调节比压水堆有更大的灵活性。⑤沸水堆直接产生蒸汽，除了^{16}N的放射性问题外，燃料棒破损时的裂变气体和挥发性裂变产物会直接污染汽轮机系统。⑥沸水堆由于其燃耗深度比压水堆的低，虽然燃料富集度低，但天然铀需要量比压水堆的大。⑦沸水堆压力容器底部设有为数众多的控制棒和中子探测器孔，增加了小失水事故的可能性。控制棒驱动机构较复杂，可靠性要求高，维修困难。⑧沸水堆压力容器虽与压水堆类似，但设计压力为压水堆的一半，而由于堆功率密度低，堆芯大，容器内还有再循环泵、汽水分离器和干燥器，故体积比后者大得多。如电功率为1100MW核电厂的反应堆容器高为23m，直径为6.4m，壁厚为178mm，重达800t以上。⑨沸水堆控制棒自堆底引入，因此发生未能紧急停堆的预计瞬变的可能性比压水堆的大。

日本福岛核电厂事故后，要求提高沸水堆核电厂外部自然灾害应对能力，要求增设移动式应急电源等安全措施。

发展简史 沸水堆最先于20世纪50年代中由美国通用电气（GE）公司开发研制，其反应堆系统经历了从BWR-1到BWR-6不同阶段的发展。表中示出典型沸水堆核电厂参数。BWR-1以德累斯顿1号为代表，于1960年投入运行，功率为200MW。采用了堆外汽水分离器，仍保留蒸汽发生器。BWR-2首次采用了直接循环，取消了蒸汽发生器，并开始采用流量功率调节和堆内中子注量率监测。BWR-3首次采用堆内喷射泵，BWR-4功率首次突破1000MW，BWR-5开始采用高压堆芯喷淋系统。BWR-6燃料组件排列从7×7改为8×8，安全壳采用MARK-Ⅲ。20世纪80年代开始，GE公司与日本东芝、日立公司合作开发先进沸水堆（ABWR）。主要改进有：①采用堆内再循环泵，取消喷射泵。②正常运行时用精密电动机驱动控制棒，紧急停堆仍用液压驱动。③燃料棒内壁用纯锆衬里，以减少芯块包壳相互作用，提高负荷跟踪能力。④采用先进检测控制系统，如数字化控制系统、光纤多路传输系统、数字化保护系统等。首座ABWR-1350MW机组已于1997年在日本柏崎·刈羽核电厂正式投入运行。

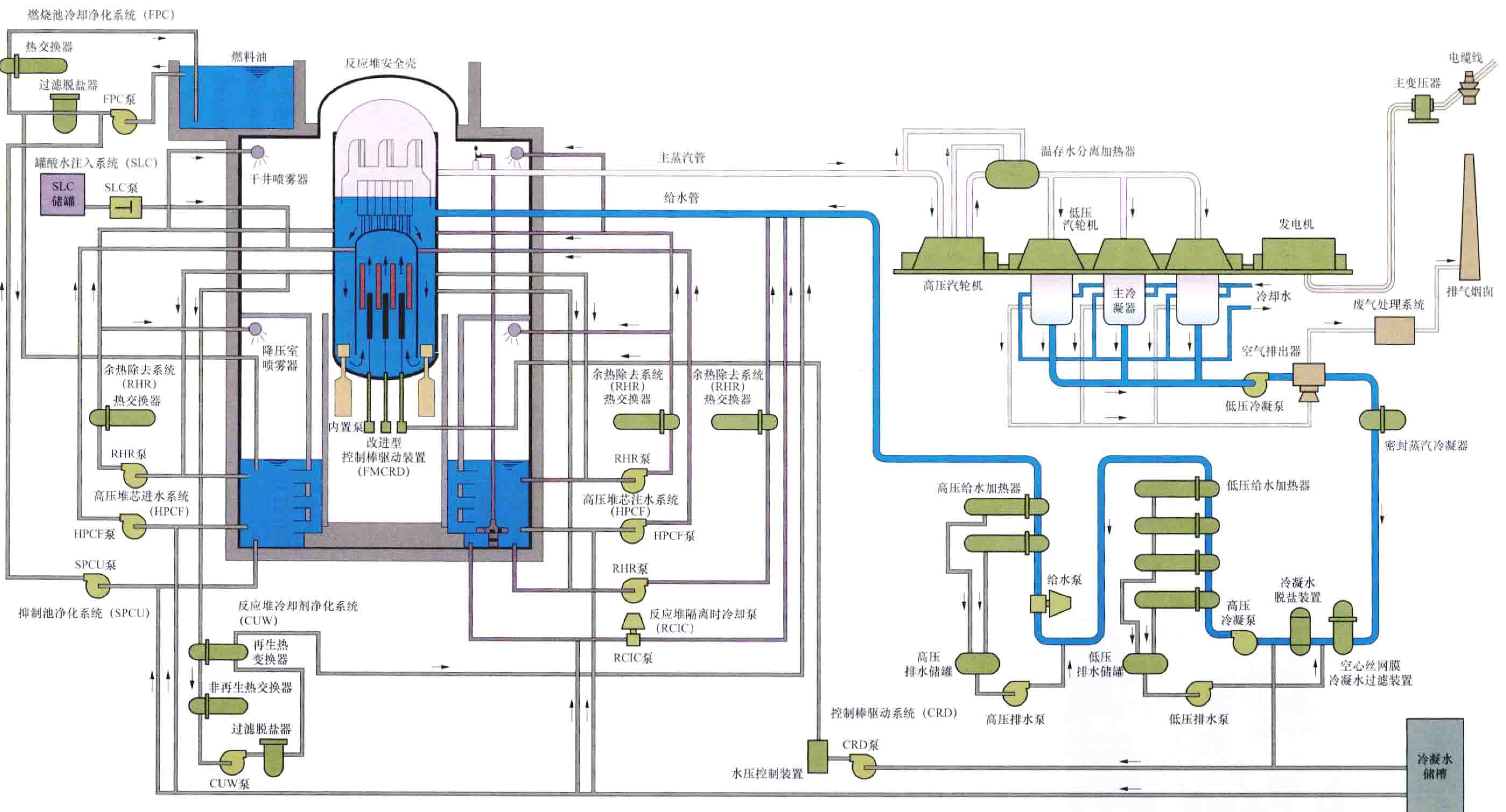


图4 改进型沸水堆核电厂系统

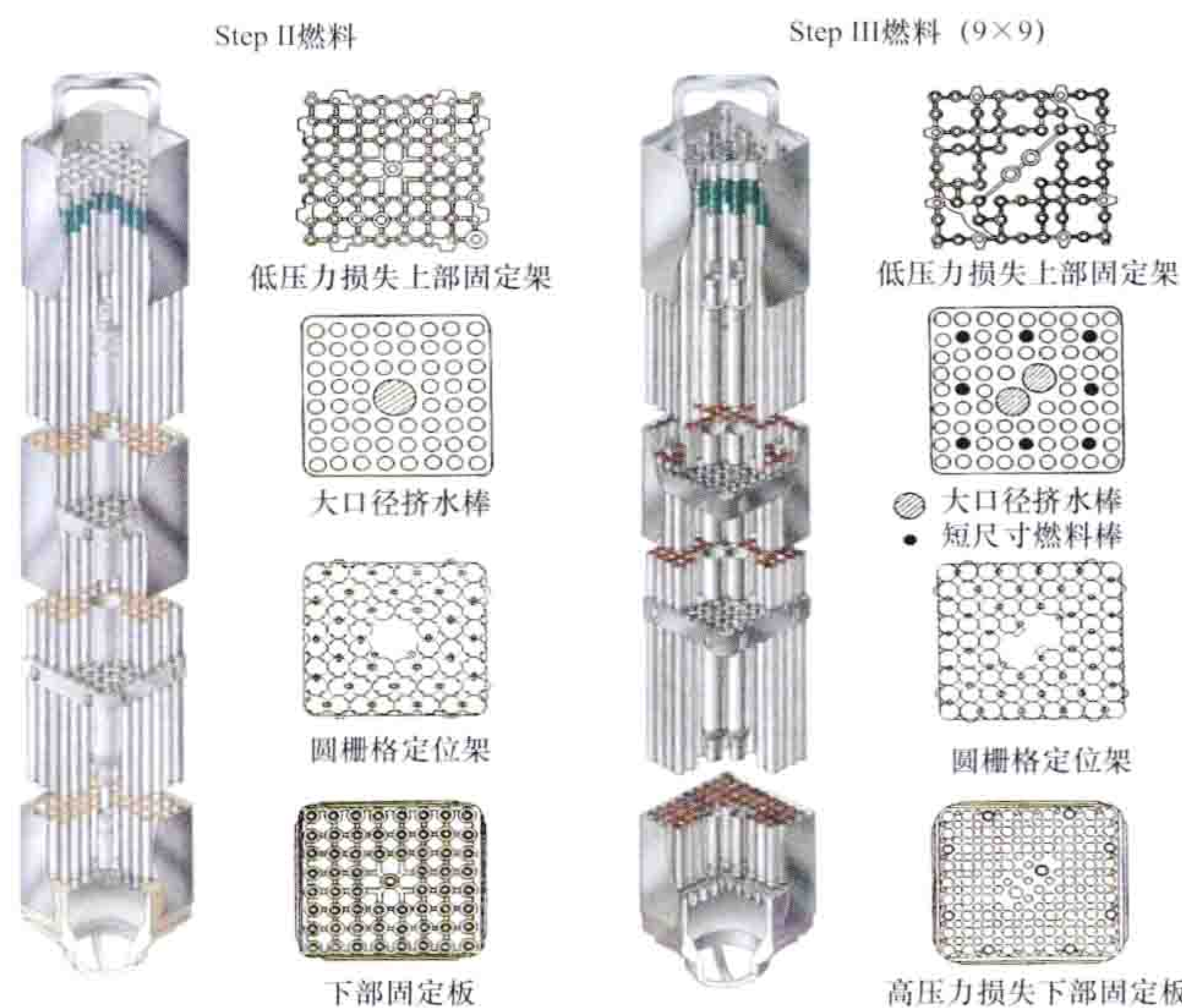


图 5　沸水堆燃料组件

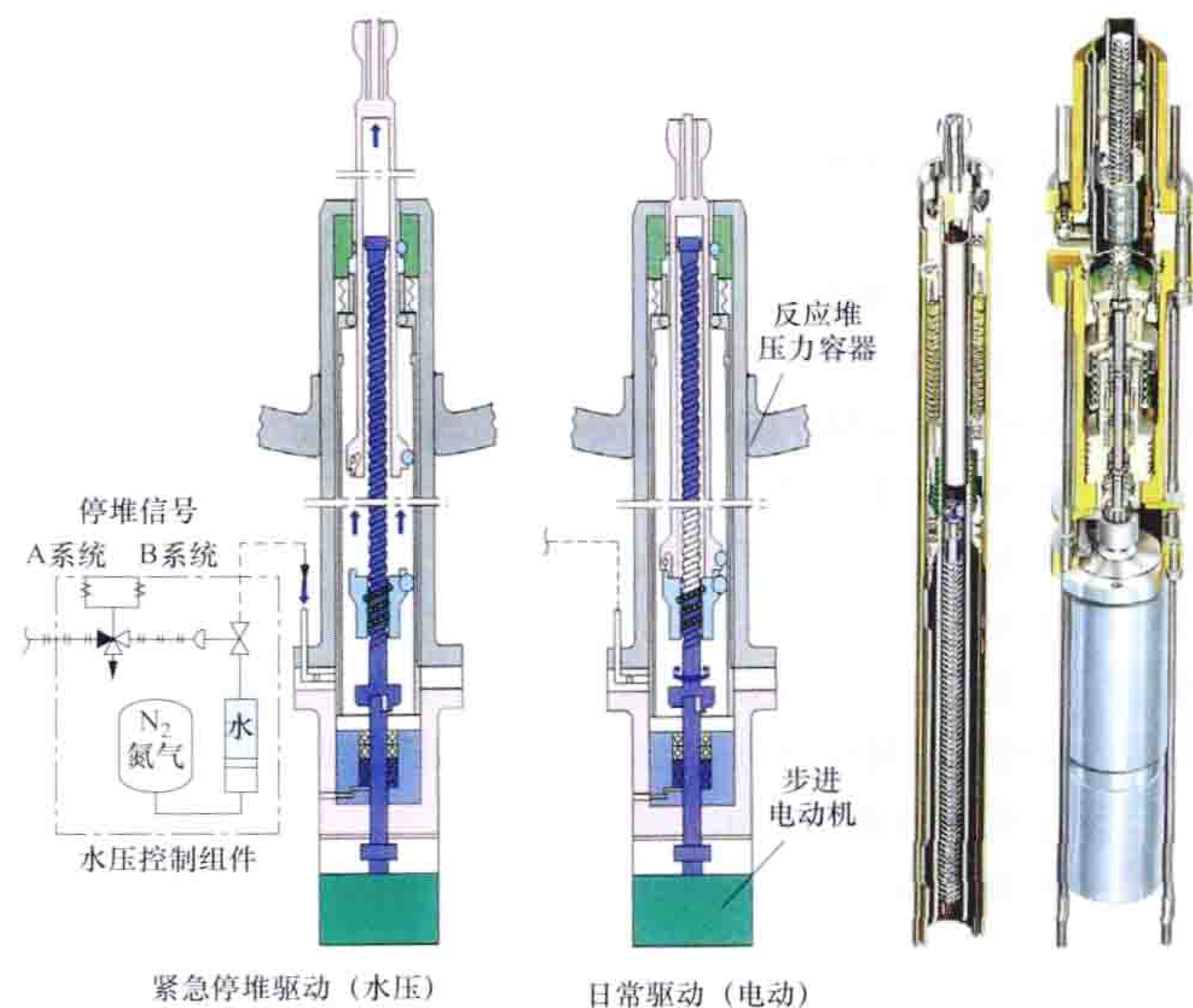


图 6　沸水堆控制棒驱动机构

典型沸水堆核电厂参数

核电厂名称	德累顿-1（BWR-1）	奥斯特克莱格（BWR-2）	德累斯顿-Ⅱ（BWR-3）	布朗费里（BWR-4）	BWR-5	BWR-6	ABWR 柏崎・刈羽 6 号
电功率（MW）	210	670	809	1098	1100	1100	1350
热功率（MW）	680	1930	2530	3300	3293	3292	3926
核电厂效率（%）	29.4	33	32	32.3	33.4	34	34.6
堆芯高×直径（m×m）	2.7×3.3	3.66×4.98	3.7×4.82	3.7×4.8	3.66×4.99	3.8×4.75	3.7×5.2
燃料装量（t）	57.6	124	139	167	163.8	132	150
燃料组件数	464	560	724	764	840	764	872
燃料棒直径（mm）	19	14.5	14	14		10.3	10.3
排列	5×5	6×6	7×7	7×7	7×7	8×8	8×8
平均功率密度（kW/m^3）	31.2×10^3	33.6×10^3	41.1×10^3	50.7×10^3		52×10^3	50×10^3
燃耗深度（MW・d/t）	12 000	1500	19 000	19 000		39 000	39 000
压力容器高×直径（m×m）	12.44×3.6	19.5×5.4	21×6.4	22.11×6.4	22.2×6.4	21×6.4	21×7.1
安全壳形式	钢		预应力	预应力	预应力	MARK-Ⅲ	MARK-Ⅲ
冷却剂压力（MPa）	6.96	6.96	6.86	6.76	7.03	7.16	7.16
入口温度（℃）	263	273	171	192	215.5	215.5	215.6
出口温度（℃）	268	286	302	饱和		286	287
环路数	4	5	2		2	2	
循环形式	双循环	直接循环	直接循环	直接循环	直接循环	内置式直接循环	内置式直接循环
控制棒数		137	177	185	185	185	205
控制棒驱动形式	水力	水力	水力	水力	水力	电动	电动
控制材料	B_4C	B_4C	B_4C	B_4C	B_4C	B_4C	B_4C
毒物材料	可燃毒物		可燃毒物	可燃毒物	可燃毒物	可燃毒物	可燃毒物
蒸汽压力（MPa）		6.66	65	6.66	6.71	6.71	6.71
蒸汽温度（℃）		282	饱和	282	283	283	283
换料周期（月）	12～18	12	12～18	12	12	18	18

feishuidui kongzhi

沸水堆控制　（boiling water reactor control）　使沸水堆（见沸水堆核电厂）的功率与核电厂的输出功率相匹配，并使沸水堆的运行参数维持在规定范围内的技术。沸水堆控制主要包括沸水堆反应性控制、沸水堆功率调节、沸水堆压力控制、沸水堆水位控制。

沸水堆反应性控制　主要采用控制棒进行反应性控制，同时在燃料芯块中加入固体可燃毒物来补偿运行过程中的反应性慢变化。沸水堆控制棒采用碳化硼（B_4C）作吸收体，其形状多为十字形，安装在燃料组件之间的间隙中，从反应堆容器的底部插入堆芯。控制棒采用液压驱动，驱动水的压力高于反应堆内压力。紧急停堆时控制棒自动插入堆芯，所需要的高压驱动水保存在储水罐中。每个驱动机构都配备有单独的储水罐、操纵阀和连接管道。当收到紧急停堆信号时，储水罐内的高压水通到驱动活塞下面，驱动活塞上面的水排到排水母管内，控制棒迅速上升插入堆芯。先进沸水堆（ABWR）的控制棒采用步进式电动机驱动，可以实现控制棒移动的精细控制，但紧急停堆时控制棒的快速插入采用气动活塞驱动。

通过移动控制棒，来实现反应堆起动、停堆及补偿运行过程中由温度效应、毒物和燃耗所产生的反应性变化，并用来展平反应堆内的中子注量率分布。

由于堆芯内使用了轴向和径向分布的可燃吸收棒，因此反应堆在正常功率运行时，很少需要对控制棒进行操作。

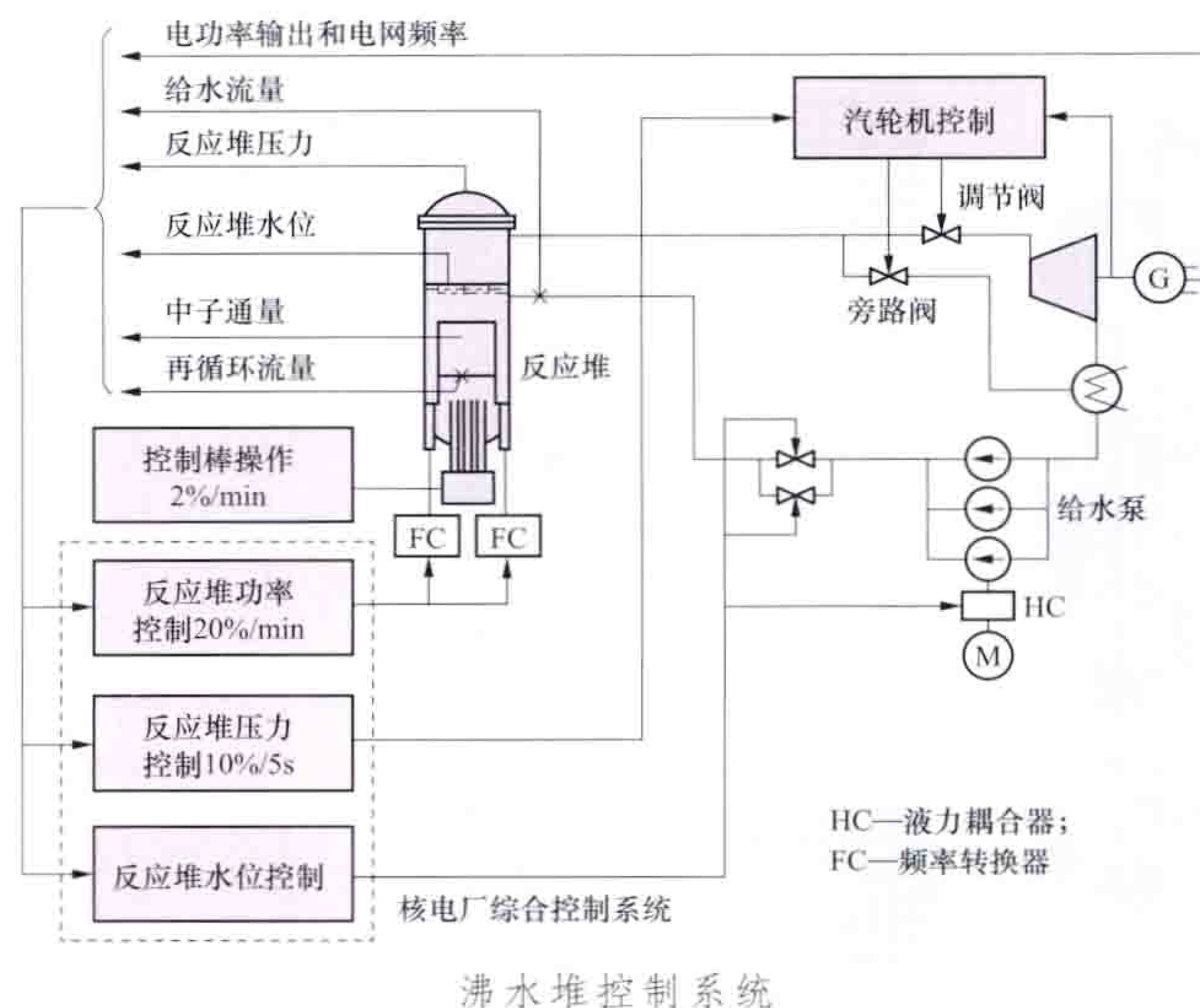
沸水堆功率调节　由调节主回路再循环流量和调节控制棒相互配合来实现。在负荷跟踪调节情况下，沸水堆再循环流量控制系统（RFCS）是利用沸水堆特有的汽泡负反应性特性，通过改变流过堆芯的冷却剂流量，来调节反应堆功率。沸水堆是按压力不变、流量可变的方式运行的。ABWR的RFCS通过控制变频电源改变内置泵的转速来改变流过堆芯的冷却剂流量，通过这种方式可以实现的功率调节范围是70%～100%额定功率，调节速度为1%/s的功率变化，具有很好的功率调节特性，可以很好地实现负荷跟踪运行。在负荷变化范围大于再循环流量的调节能力时，同时还要调节控制棒。

当核电厂操纵员发出提升功率信号时，使再循环流量控制器重新定值，增加再循环流量。较高流速的流体通过堆芯时以较快的速度带走汽泡，这就减少了堆芯内的空穴，提高了冷却剂的热中子慢化效率，导致反应性增加，反应堆的功率上升，反应堆功率上升又会使汽泡增加，导致反应性减小，一直达到新的平衡功率为止。反应堆产生的蒸汽增多，引起反应堆容器内的压力上升，压力控制器向汽轮机的调节阀控制系统发出信号，增大调节阀开度，汽轮机出力增加，反应堆内压力又恢复到控制点。要降低功率时，按照类似的过程但以相反的方向进行。

在自动跟踪运行方式下，当电网负荷增加时，汽轮机速度降低，调节阀开度增加，蒸汽压力下降，反应堆容器内的蒸汽储能用来增加蒸汽流量，满足负荷要求；同时控制再循环流量，增加堆芯流量，使反应堆功率上升，并与电网负荷匹配。电网负荷降低时，类似的过程按相反方向进行。

为了减少功率调节的响应时间，在再循环流量控制器收到信号的同时，将压力控制器的压力整定值暂时置于稍低的压力下，这样，反应堆内的水快速蒸发，使较多的蒸汽几乎立即供给汽轮机。当反应堆的功率水平上升到所要求的负荷时，压力再调节回到正常值。

图中给出沸水堆控制系统。



沸水堆控制系统

沸水堆压力控制　由于沸水堆只有一个回路，蒸汽压力即是主回路压力，因此，正常运行时，必须保持出口蒸汽压力恒定。如果蒸汽压力下降，将会引起堆芯汽泡份额增加，空穴效应（指由于堆芯流量减少或一回路压力降低使堆芯内的空穴增加，降低了冷却剂的热中子慢化效率，导致反应性减小的作用）引起的负反应性将导致中子注量率和功率下降。设置蒸汽旁路及压力控制系统，通过调节蒸汽调节阀的开度和旁路阀的开度来维持主回路压力恒定。压力控制系统接受功率调节系统的压力定值信号，与反应堆主回路实际压力进行比较，压力控制器根据偏差信号对汽轮机调节阀和蒸汽旁路阀的开度进行调节，使反应堆压力恢复到设定值。在正常功率运行时，压力控制系统主要控制调节阀的开度；在起动或带厂用电负荷运行时，通过控制蒸汽旁路阀维持压力；当凝汽器不能工作时，压力控制系统起动蒸汽释放系统，将蒸汽排放至安全壳内的冷凝水池。当电力负荷快速增长时，压力整定值可短时下降几个百分点，以加速响应过程。一般压力波动值为3%～4%。

沸水堆水位控制　通过主回路供水控制系统实现，并通过调节给水流量，保持反应堆的给水与蒸汽负荷相平衡，来维持反应堆容器水位恒定。供水控制系统可以使水位保持在设定值的+15%和−20%的范围内，超过这个范围，保护系统就将发出停堆信号。ABWR有汽轮机驱动的给水泵和电动机驱动的给水泵两套装置，通过调节电动机驱动给水泵给水管道上阀门的开度和调节汽轮机驱动给水泵的速度来控制水位。

此外，沸水堆还设有安全保护系统，在预计运行事件或设计基准事故情况下保证反应堆的安全。由于沸水堆冷却剂自然循环能力比压水堆大好几倍，故在低功率时，只要堆芯被水淹没，燃料元件被烧毁的可能性就很小。因此，沸水堆除防止高功率燃料元件烧毁外，还有高水位保护和低水位保护。高水位保护的目的是防止水进入汽轮机，低水位保护的目的是防止堆芯裸露。沸水堆只有一次回路，汽轮机有可能被放射性沾污，因此运行中对设备的放射性监测是相当重要的。

feishuidui yingji duixin lengque xitong

沸水堆应急堆芯冷却系统　（BWR emergency core cooling systems）　沸水堆的安全系统之一，用于在堆芯失水时直接向堆内注入冷却水以防止堆芯熔化。沸水堆应急堆芯冷却系统分为自动卸压系统、高压堆芯喷淋系统、低压堆芯喷淋系统、低压冷却剂注水系统四个子系统。①自动卸压系统。由若干安全卸压阀和大容量抑压水池组成。

大容量抑压水池是沸水堆核电厂设计中的一大特点，位于安全壳内，容量约为4000m³。其作用是，在主系统发生破裂时，使汽水混合物直接由排气管进入水池而被迅速冷凝，从而防止反应堆厂房超压；或在系统超压时，使蒸汽经安全卸压阀排入水池，从而防止主系统压力边界受损。设置大容量抑压水池也是滞留放射性物质的有效手段，在发生失水事故时可减少放射性物质向环境释放。自动卸压系统虽然不直接向堆内注水，但可使反应堆内迅速卸压，以利于专设安全子系统的投入。②高压堆芯喷淋系统。在发生失水事故时，系统通过喷淋环管直接向堆芯喷淋注水，它能在整个运行压力区间工作。高压堆芯喷淋系统先从冷凝水箱取水，水用完后再从抑压水池取水。除正常电源外，系统还有独立的柴油发电机供电。③低压堆芯喷淋系统。系统在堆压力降低而其他系统不足以保持反应堆容器内水位时投入工作，也通过环管向堆芯直接喷淋注水，防止堆芯裸露。系统从抑压水池取水。④低压冷却剂注水系统。这是余热排出系统的一种方式，用于在失水事故时向反应堆容器内环形空间注水，使堆芯浸没而不裸露。上述喷淋和注水系统分为三组：低压堆芯喷淋系统和一列低压冷却剂注水系统为第1组；两列低压冷却剂注水系统为第2组；高压堆芯喷淋系统为第3组。在自动卸压系统配合下，任何一组失效都不影响沸水堆应急堆芯冷却系统功能。

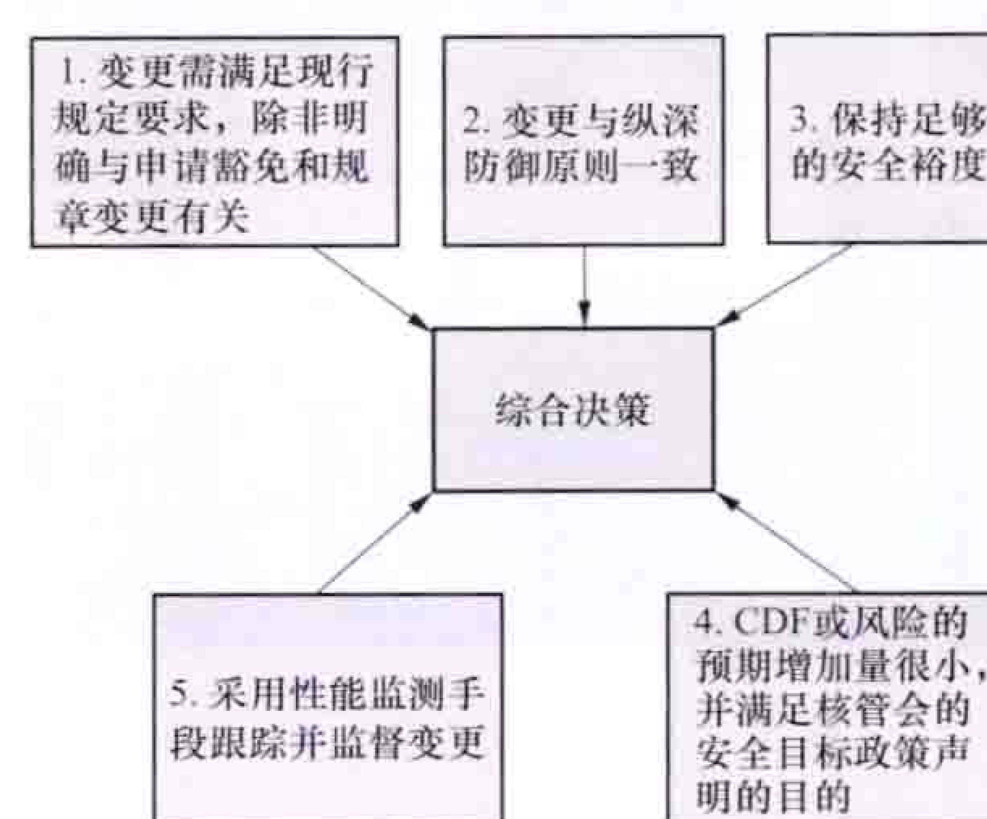
fengxian gaozhi

风险告知 （risk-informed） 在传统工程分析的基础上补充概率论安全分析（PSA）结果所形成的一种涵盖风险信息的分析、决策和管理的方法。又称风险指引。风险告知将风险信息与传统分析要考虑的其他因素结合起来，使得核电厂营运单位和监管机构对核电厂设计和运行的关注水平与它们对公众健康和安全的重要程度相一致。该方法可以用来减少确定论中不必要的保守或用来识别确定论中保守性不足的区域，并为附加的管理行动和要求提供依据。

风险告知理念的发展　风险告知理念最大的特点是引入了概率论安全分析（PSA）的分析结果。20世纪70年代发生的美国三里岛核电厂事故，验证了美国核管制委员会（NRC）之前发表的WASH1400报告的科学性。PSA方法引起了人们的广泛关注。NRC在1988年要求所有的美国核电厂进行全面的自我评价，多数核电厂选择了PSA作为分析的基本方法。NRC于1995年8月发布了概率风险评价应用政策声明，鼓励在所有监管领域中使用PSA技术，以补充确定论的监管模式并支持NRC传统的纵深防御理论。1998年，NRC正式明确了风险告知方法是监管决策中的一种重要方法，并于当年颁布了5个管理导则（RG1.174～RG1.178）。此后，在2000年NRC更新了反应堆监督管理程序（ROP），将风险告知技术方法更深入地融入到核安全监管中。

2010年，中国国家核安全局发布了技术政策《概率安全分析技术在核安全领域中的应用》，鼓励核工业界在核安全领域更广泛地应用PSA技术。2011年，国家核安全局启动了国内运行核电厂PSA应用试点工作，并制定试点规划，指导PSA应用工作。

风险告知的决策过程　该方法通过：①在更大范围内明确地考虑对核电厂安全构成挑战的事件；②提供一种逻辑方法可以根据风险重要度、运行经验或工程判断来确定这些挑战事件的优先次序；③利用更广泛的资源来应对这些挑战；④明确地判断和量化在分析中存在的不确定性；⑤提供一种通过对关键假设敏感性分析来获得更好的管理决策的分析方法。RG1.174《概率风险评价用于特定核电厂执照申请基准变更的风险告知决策方法》，为核电厂使用风险告知方法提供了通用导则。RG1.174强调，在使用风险告知进行变更申请决策时的决策过程如图所示。



堆芯熔化概率风险告知决策过程

风险告知的应用实例　美国RG1.177提出了用于指导技术规格书具体条款变更申请的准则，如延长后撤时间（AOT）或监督试验间隔（STI）等。AOT延长和STI延长的实践多数得到了NRC的批准。美国核电也从优化的技术规格书中获得了实惠。

中国核电厂也利用风险告知理论对应急柴油发电机组AOT延长进行了风险评价，成功地对变更申请进行支持。

参考书目

USNRC. Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities. Final Policy Statement, 1995.

Fudao Hedianchang shigu

福岛核电厂事故 （Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident） 2011年3月11日14时46分（日本时间），太平洋地震引发海啸，造成位于日本东北部地区的福岛第一核电厂多机组发生的堆芯熔化、氢气爆炸、厂房被毁、大量放射性物质外逸的严重事故。该事故是继美国三里岛核电厂事故、苏联切尔诺贝利核电厂事故之后，人类利用核能历史上又一次严重的核事故，该事故被评定为7级。

福岛核电厂发生事故前是世界上装机容量最大的核电厂之一，由福岛第一核电厂、福岛第二核电厂组成，共10台机组（第一核电厂6台，第二核电厂4台），均为沸水堆。该次事故主要造成了福岛第一核电厂6台机组发生事故，事故发生前6台机组的基本参数见表。事故前后的福岛第一核电厂见图1、图2，核岛示意见图3。

福岛第一核电厂6台机组的基本参数

机　组	1号机组	2号机组	3号机组	4号机组	5号机组	6号机组
堆　型	BWR-3	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-5
安全壳	MARK-I	MARK-I	MARK-I	MARK-I	MARK-I	MARK-II
热功率（MW）	1380	2436	2436	2436	2436	3293

续表

机　　组	1号机组	2号机组	3号机组	4号机组	5号机组	6号机组
电功率（MW）	439	760	760	760	760	1067
投入商业运行时间	1971年3月	1974年7月	1976年3月	1978年10月	1978年4月	1979年10月
堆芯燃料组件数量	400	560	560	0	560	764
乏燃料池燃料组件数量	292	587	514	1331	946	876



图1　事故前的福岛第一核电厂（俞卓平　提供）



图2　事故后的福岛第一核电厂（俞卓平　提供）

福岛第一核电厂建造时的最大设计基准海啸浪高为3.1m，2002年，根据日本土木工程师协会（JSCE）推荐的日本核电厂海啸评估结果，日本东京电力公司提高了福岛第一核电厂设计基准海啸的高度为5.7m。但是，这次海啸的高度达到了14～15m，导致福岛第一核电厂整个厂区被淹，反应堆厂房和汽轮机厂房区域最大水淹深度达到4～5m，导致1～4号机组的所有交流供电系统丧失，只有应急柴油发电机6B能向5号和6号机组提供应急电源。

二次安全壳
福岛第一核电厂1号和3号机组的爆炸区域
乏燃料水池
反应堆容器
钢安全壳
一次安全壳
抑压池(圆环)

图3　福岛第一核电厂核岛示意图

3月11日地震前，福岛第一核电厂的1～3号机组处于功率运行状态，4～6号机组处于定期检修状态。4号机组压力容器内的所有燃料均已移到乏燃料水池。11日14时46分，地震导致福岛第一核电厂所有的厂外供电电源丧失，三个正在运行的反应堆自动停堆，应急柴油发电机按设计自动起动并处于运转状态。此后，由于海啸造成海水冷却泵、应急柴油机和配电盘被水淹没，导致除6号机组外其他机组均失去交流电源，从而致使利用海水冷却带走反应堆余热的余热排出系统和用海水冷却带走设备运行中产生热量的辅助冷却系统均失去其原有功能。此外，核电厂的直流供电系统也由于受水淹而遭受严重损坏，仅存的一些蓄电池最终也由于充电接口损坏而导致电力耗尽。直流供电系统丧失导致核电厂仪控系统全部失灵，操纵员失去了在主控制室对核电厂操控的手段。由此可见，由于地震和海啸的联合作用，导致福岛第一核电厂系统大范围受损，电厂状态远远超出了核电厂已经编制的严重事故管理指南的覆盖范围，使核电厂操作人员不能按照已有的严重事故管理策略来缓解事故后果。由于1～3号机组丧失了把堆芯余热排入最终热阱的有效措施，导致核电厂设置的具有非能动安全特性的隔离冷凝器、由堆芯产生的蒸汽驱动的堆芯隔离冷却系统和高压堆芯注入系统也不能长期维持运行，以及由于未能及时降低反应堆冷却剂系统压力和安全壳压力导致临时注入管线不能向堆芯有效注水，最终导致1～3号机组堆芯状况相继恶化，燃料包壳的锆-水反应产生大量氢气。此外，燃料包壳破裂致使放射性物质扩散到反应堆压力容器内。更严重的是，在反应堆压力容器降压过程中，氢气和放射性物质首先扩散至安全壳内，然后由于安全壳泄漏或安全壳卸压排放进入反应堆厂房。泄漏出来的氢气在反应堆厂房顶部发生爆炸，1号和3号机组的操作楼层遭到破坏。事故发生后，大量放射性物质进入大气。3号机组的构筑物遭到破坏后，4号机组的反应堆厂房也发生了爆炸，上部结构遭到破坏。

根据对放射性物质释放可能性的评估，3月11日21时23分，日本政府确定撤离区域设定为福岛第一核电厂周围半径3km的范围内，3～10km的范围内设定为室内隐蔽区域。之后，由于事故的恶化，3月12日18时25分，撤离区域扩大到20km半径的范围，3月15日11时左右，室内隐蔽区域扩大到30km半径的范围。

日本核安全委员会以环境监测数据和空气扩散数据进行计算，估计释放到大气的核素量分别是^{131}I为1.5×10^{17} Bq，^{137}Cs为1.2×10^{16} Bq。含有放射性物质的水从反应堆压

力容器扩散泄漏到安全壳，为冷却而注入反应堆的水从安全壳泄漏，汇积到了反应堆厂房和汽轮机厂房。由于没有足够的容器，为保证污水的储存能力，4月4～10日期间，低放射性水平的水倒入海中，释放的放射性物质的总量推测约为 1.5×10^{11}Bq。这一事件引起了包括俄罗斯、韩国、中国在内相邻国家的极大关注。

事故释放持续了相当长的时间，由于大气环流的作用，世界各国先后测量到了^{131}I和^{137}Cs核素，认定为福岛核电厂事故的释放。

截至2011年5月23日，进入现场的工作人员总数为7800，人均照射剂量为7.7mSv。30个工作人员照射剂量超过100mSv。相当一部分工作人员的照射剂量（包括内照射），将来会超过250mSv。3月24日，两名工作人员进入积水中，其照射剂量估计在2Sv或3Sv左右。

福岛辖区内接受检查的195 345位居民中（2011年5月31日的数据），未发现有损健康的案例，也没有关于此次核事故的放射性泄漏对人体健康影响的报告。

福岛核电厂事故反映出以下几个方面情况：它是由自然灾害引发的一起严重事故，地震（9级）和海啸摧毁了附近大范围区域内的社会基础设施，如电力供应、通信和运输系统；频繁发生的余震阻碍了各种事故响应活动；事故造成了核燃料、反应堆压力容器和安全壳等损伤，涉及多个反应堆事故同时发生。总之，此次事故有许多方面与三里岛核电厂事故和切尔诺贝利核电厂事故是不同的。这起严重事故，严重影响了公众对核电安全的信心，并警醒了对核安全过度自信的核能从业人员。因此，必须从这起事故中吸取必要的教训，高度重视核安全保障的纵深防御原则。

福岛核电厂事故发生后，国际原子能机构派出了一个专门调查组，对福岛第一核电厂的核事故进行了调查，形成了15个调查结论和16个经验教训，主要有以下几方面：

（1）福岛核事故表明，外部事件的严重程度超出了人类的认知水平，应进一步考虑其对核电厂的影响。共因故障应作为一厂多堆和多个核电厂的重点考虑内容，要保证独立的机组恢复可以使用所有的厂内资源。

（2）对于严重事故情况下可能丧失功能的应急设施设备，应为其考虑简单易用的替代功能。

（3）核电厂内要有抗震性能高、适当屏蔽、通风和装备精良的厂房，以容纳应急响应中心（与福岛第一核电厂和第二核电厂的性能类似），并能够抵御其他外部灾害，如洪水。

（4）应急响应中心应该有根据可靠的仪表和线路获得的特别重要的安全相关参数，如冷却剂液位、安全壳状态等，并有充足可靠的通信线路与控制室，与其他厂内厂外设施保持通信。

（5）外部事件有可能影响多个核电厂或同时影响一个核电厂的多台机组。这需要有充足大量的资源，包括经过培训的有经验的人员、设备、物资补给和外部支持。

（6）日本有组织良好的应急准备和响应体系，这体现在福岛核电厂事故的处理过程中；但是复杂的结构和组织体系可能导致紧急决策的拖延。

fushe anquan fenxi

辐射安全分析 （radiation safety analysis） 在辐射安全的统一框架下，对辐射防护和辐射源安全进行的分析评价。通过辐射安全分析，可以验证核电厂的设计、运行和管理是否能保证厂区人员和公众在运行状态下所受到的辐射照射低于规定限值，并保持合理可行尽量低的水平；保证从总体上防止事故的发生，在出现核电厂设计中考虑的所有事故序列（即使是概率很低的序列）时其辐射后果不大，通过预防和缓解措施保证发生严重后果的事故的可能性极低。

辐射防护主要涉及由人工辐射源产生的预期正常受照剂量的限制，而辐射源安全主要涉及核事故的预防，以及核事故出现时如何通过工艺或其他的手段减轻事故后果。辐射防护和辐射源安全是互为补充的，它们形成了覆盖全部照射状况（即所有实践的正常照射和潜在照射）连续控制领域的两个部分。在辐射安全分析中常常用到“risk”这个词，在辐射防护领域，它表示辐射的某种有害效应（主要是致死癌症和严重的遗传性损害）的概率，通常称为危险。在核电厂事故分析时，在很多情况下它表示为不愿接受的后果大小的数学期望，即事件的概率与其后果的乘积，习惯上称为风险。辐射安全分析可以包括辐射风险分析。

辐射安全技术原则　纵深防御是核安全的基础，是核电厂最基本的辐射安全技术原则。所有与辐射安全相关的活动，包括组织管理、员工行为、设施设备等都要受到多层次的保护。纵深防御是与其危险大小和危险可能性相适应的多层防护与安全措施，以确保当某一层次的防御措施失效时，可由下一层次的防御措施予以弥补或纠正，达到：①防止可能引起照射的事故；②减轻可能发生的任何事故的后果；③在任何事故之后，将源恢复到安全状态。（见纵深防御原则）

辐射安全管理原则　在管理原则方面非常重要的是对核电厂进行安全评价和建立安全文化。安全评价包括辐射防护评价和辐射源安全评价，它包括由国家监管机构进行的独立审评和设计者及核电厂营运单位根据经验反馈对核电厂的系统、设备和部件进行的改进。辐射防护评价包括辐射防护管理、技术措施和工作人员及公众所受辐射照射三个方面，其中心环节是辐射照射的评价，包括个人剂量和集体剂量评价。辐射源安全评价是核电厂潜在照射的评价，是核安全审评的重点。安全文化是存在于单位和个人中的种种特性和态度的总和，它建立了安全第一的观念，由于核电厂安全问题的重要性必须得到切实的贯彻。

评价量的选择　有效剂量被用作防护量，主要用途是对放射防护设计和优化中的预期剂量进行评价，衡量是否符合监管剂量限值要求。但不推荐有效剂量用于流行病学估算，也不宜用于个人照射和危险的详细、专门的回顾性调查。集体有效剂量是最优化的一个工具，主要是在研究职业照射的过程中比较辐射防护技术和方法。集体有效剂量也不能用作流行病学评价的工具，因为在危险估计中采用非常低的个人剂量在长时间尺度上进行累积并不合适，特别是用基于来自很小个人剂量的集体有效剂量估算癌症死亡人数的误差难以估计。为了评价辐射剂量，有必要建立模拟外照射的几何条

件、进入体内放射性核素的生物动力学及人体模型。

主要分析内容　对核设施应在不同阶段（包括选址、设计、制造、建造、安装、调试、运行、维修和退役）开展辐射安全评价，也即对实践中源的防护与安全措施进行安全评价：①在分析外部事件对源的影响和源与其附属设备自身事件的基础上，鉴别出可能引起正常照射和潜在照射的各种情形；②预计正常照射的大小，并在可行的范围内估计潜在照射发生的可能性与大小；③评价防护与安全措施的质量和完善程度。

辐射安全评价应视源［源是指任何导致某个人或某一组人受到潜在的可计量的辐射剂量的物理实体。源可以是一个物理的源（如放射性物质或X射线机），也可以是一个设施（如一所医院或一座核电厂），或具有相似特征的物理源组（本底或环境照射）］的实际情况，对下列问题进行全面严格审查：①源的运行操作限值和运行操作条件；②潜在照射产生的可能性及其性质和大小；③可能导致潜在照射或可能导致与防护和安全有关的构筑物、系统、部件和程序失效（单一失效或组合失效）的各种途径，以及这类失效可能造成的后果；④环境变化可能影响防护与安全的途径，以及这类影响的可能后果；⑤与防护和安全有关的运行操作程序可能出现错误的途径，以及这类错误可能造成的后果；⑥所提出的任何设计修改或运行操作修改及其对防护与安全的意义。

参考书目

国际放射防护委员会. 国际放射防护委员会第64号出版物. 潜在照射的防护：概念框架. 北京：原子能出版社，1997.

fushe fanghu

辐射防护

辐射防护　（radiation protection）　研究预防电离辐射对人和非人类物种产生的有害作用的应用性学科。在美国、日本和法国等国又称为保健物理，在独联体各国以及波兰和匈牙利等国则多称为放射卫生，国际原子能机构则称辐射安全。辐射防护不能覆盖核与辐射安全领域的所有问题，如核反应堆工程安全就属于核安全，辐射生物效应的研究则属于放射医学领域。

辐射防护作为应用性学科，其基础学科有辐射剂量学、放射生物学、放射生态学、放射医学、辐射屏蔽学和辐射探测等；也涉及核工程、气象学、地质水文学、统计学、工业安全、法律、教育和实用心理学等。

辐射防护的内容包括：①辐射防护基本原则和辐射防护标准；②辐射防护方法；③辐射监测；④辐射防护评价；⑤核与辐射事故应急。

辐射防护基本原则和辐射防护标准　辐射防护基本原则是：①实践的正当性，即对任何辐射实践，事前必须充分论证，由主管部门做出判断，认定其利大于弊；②辐射防护的最优化，也就是在实施辐射实践过程中，选择最优方案，将一切辐射保持在可合理达到的尽量低的水平上；③个人剂量限制，即用剂量限值对个人所受照射加以限制。

辐射防护标准规定了剂量限值和参考水平。对计划照射情况为剂量限值；对应急照射和现存照射情况为参考水平。剂量限值通常分为基本限值、剂量约束值和管理目标值。剂量基本限值是不可接受剂量水平的下限，是固定值，不能作为防护设计和安排工作的依据。

在实施辐射实践过程中，必须根据辐射防护的三项基本原则和辐射防护标准，从全局出发，综合性地处理有关技术管理问题。因此，辐射防护的主要任务是，在考虑经济和社会因素之后，应该按保证照射水平是可合理达到的尽量低的原则进行实践的设计、计划，以及其后辐射防护设备的使用与操作。

在国际上，研究和推荐辐射防护标准的机构主要是国际放射防护委员会（ICRP）和国际原子能机构（IAEA）等；1991年，国际放射防护委员会出版了国际放射防护委员会第60号出版物《国际放射防护委员会一九九零年建议书》。根据这一基本标准，国际原子能机构等国际机构在1997年发布了安全丛书第115号《国际电离辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》，这一出版物是由国际原子能机构、联合国粮食及农业组织（FAO）、国际劳工组织（ILO）、经济合作与发展组织核能机构（NEA/OECD）、泛美卫生组织（PAHO）和世界卫生组织（WHO）联合倡议的。中国在1988年发布了GB 8703—1988《辐射防护规定》和GB 4792—1984《放射卫生防护基本标准》。1995年初，国家环保局、卫生部、国家核安全局和中国核工业总公司决定，成立辐射防护标准联合起草小组，制定统一的标准。经过多次讨论，对修改的原则达成了下述一致的共识：①等效采用IAEA等国际机构发布的《国际电离辐射防护与辐射源安全的基本安全标准》；②保留现行标准中行之有效的规定，反映和总结中国辐射防护工作的新经验，从原则上尽可能解决实际工作中迫切需要解决的一些问题；③尽可能吸取各国辐射防护的新成果。根据这些原则，制定了GB 18871—2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》。2007年，国际放射防护委员会发布了《国际放射防护委员会2007年建议书》，代替以前的1990年委员会建议书，它更新、整合和发展了从1990年以来发表的控制辐射源照射的附加导则。随后，IAEA等国际组织决定，修改1997年发布的标准，2011年发布了《国际辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》（暂行版）。

辐射防护方法　为达到辐射防护标准所必须采取的措施，包括技术防护方法和管理防护方法。

技术防护方法　可分为外照射防护和内照射防护。外照射防护的基本方法是：缩短受照时间；增大与辐射源的距离；在人与辐射源之间增加屏蔽。内照射防护的基本方法是，对放射性物质包容和稀释（见辐射防护技术）。各种防护器械和设备实际上都是上述基本方法的具体化。

管理防护方法　辐射防护方法的重要组成部分，但也是容易被忽视的方面。其中包括规章制度、人员培训、机构设置和经费管理等。

辐射监测　为评价和控制辐射或放射性物质的照射所作的测量和对测量结果的解释，可分为场所监测、环境监测和流出物监测。场所监测又可分为个人剂量监测和工作场所辐射监测。环境监测是对工作场所以外的环境辐射水平进行监测，可分为运行前的调查及运行和退役期间的监测，在环境监测中要特别注意识别和监测关键核素、关键途径和关键居民组。流出物监测的对象是场所和环境的连接处（见核电厂流出物监测），其主要任务是：①检验排入环境的放射性物

质量是否符合管理限值的要求；②检验放射性废物处理设施的效能，及时发现可能导致隐患的事故；③提供环境评价的源项（见核电厂释放源项）。

为了做好辐射监测工作，对一切伴有辐射的实践和设施，都应按辐射防护最优化原则制订出相应的辐射监测计划。辐射监测计划应包括：①监测对象的描述；②主要危害因素、途径和可能被危害人群的识别及分析；③监测对象和周期的选择；④监测方法和仪器的选择，其中包括监测灵敏度和不确定度的分析；⑤监测质量保证；⑥记录和报告制度等。

辐射防护评价 根据辐射防护原则和标准，对防护的质量与效能所作的评价。具体做法是，根据源项和辐射监测的结果，选择恰当的模式和参数，计算工作人员和公众所受个人剂量和集体剂量；根据辐射防护最优化的原则，综合分析防护方法和剂量数据，提出进一步改进辐射防护的方法及防护资源最佳分配方案，使工作人员和公众所受剂量达到可合理达到的尽量低的水平。

辐射防护评价可分为工作人员辐射防护评价和公众辐射防护评价。公众辐射防护评价是核设施环境影响报告书的主要组成部分。在进行公众辐射防护评价时，应特别注意模式和参数的选择，并用实际的监测数据验证模式和参数的可用性。

核与辐射事故应急 由于核设施存在较大的潜在危险，因此，核与辐射事故应急已发展成为辐射防护的一个重要方面。对于任何核设施，均应进行潜在危险分类、应急响应分类，据此制订事故应急响应计划。事故应急响应计划主要包括：①应急状态分类；②应急组织；③应急设施；④事故后果评价；⑤应急措施。事故应急响应计划是辐射防护纲要的组成部分，在制订辐射防护纲要和辐射监测计划时，应兼顾事故应急响应计划的要求，使事故应急响应与正常的辐射防护工作有机地结合在一起。

参考书目

国际放射防护委员会．国际放射防护委员会2007年建议书．潘自强，周永增，周平坤，等译．北京：原子能出版社，2008.

fushe fanghu biaozhun

辐射防护标准 (radiation protection standard)

为了保障辐射工作人员及公众的健康和安全并保护环境，根据剂量限制体系及其原则所制订的基本标准。用以对正常照射加以控制，防止发生确定效应，将随机效应的发生率降低到可以接受的水平。

在过去，通常讲的辐射防护标准实质上指的是剂量限值及由它引出的各种导出水平。自从1977年国际放射防护委员会（ICRP）发布了第26号出版物后，辐射防护标准所涉及的内容扩大为整个剂量限制体系：实践的正当性、辐射防护的最优化和个人剂量限制（见辐射防护基本原则）。个人剂量基本限值包括辐射工作人员的剂量限值、公众中个人的剂量限值和教学培训中接受照射的学生和学徒工的剂量限值；此外，还有导出限值（包括内照射的导出限值用年摄入量限值表示，气载放射性浓度的导出限值用导出空气浓度表示），管理限值（为了管理的目的，主管部门或企业负责人根据最优化原则，对辐射防护有关的任何量制定的管理限值，它们严于基本限值或导出限值），参考水平（为有效地实施防护，辐射防护部门事先规定的确定行动的水平，包括记录水平、调查水平和干预水平）等。

基本限值的沿革 中国的原子能技术起步于20世纪50年代。为了适应原子能技术的发展，1960年颁布了第一个辐射防护标准《放射性工作卫生防护暂行规定》。1974年颁布了新的标准GBJ 8—1974《放射防护规定》，该规定中职业性放射工作人员的年最大容许剂量当量为50mSv（5rem）。

为了采纳ICRP第26号出版物中的关于辐射防护的新概念与原则，中国于1984年和1988年分别颁布了GB 4792—1984《放射卫生防护基本标准》和GB 8703—1988《辐射防护规定》。它们规定的辐射工作人员年剂量当量，是指一年工作期间所受外照射的有效剂量当量与这一年内摄入放射性核素所产生的待积有效剂量当量两者的总和，但不包括天然本底照射和医疗照射。对辐射工作人员，为了防止有害的确定效应，眼晶体的年剂量当量限值为150mSv（15rem），其他单个器官或组织为500mSv（50rem）。为了限制随机效应，规定辐射工作人员受到全身均匀照射时的年剂量当量限值为50mSv（5rem）。当长期持续受到电离辐射的照射时，公众成员的有效年剂量当量限值为1mSv（0.1rem）。按终生剂量平均的年有效剂量当量不超过1mSv（0.1rem）考虑，在某些年份里允许以每年5mSv（0.5rem）作为剂量限值。公众成员的皮肤和眼晶体的年剂量限值为50mSv（5rem）。

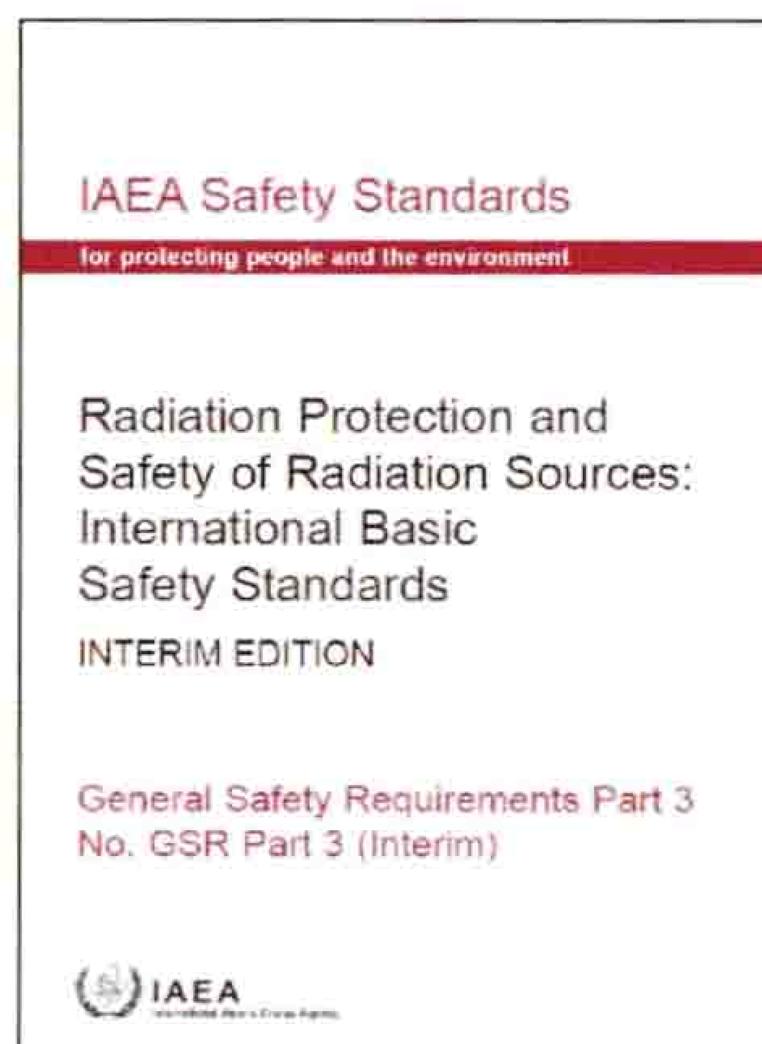
1991年，ICRP发布了第60号出版物《国际放射防护委员会一九九零年建议书》，代替了其第26号出版物。根据该出版物，1997年，相关国际组织共同倡议制定并发布了国际原子能机构安全丛书第115号《国际电离辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》（1996，简称IBSS）。中国采纳ICRP第60号出版物的原则，依据IBSS并充分考虑中国十余年来实施辐射防护基本标准的经验和中国实际情况，对辐射防护标准进行了修订，于2002年发布了GB 18871—2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》，用以代替GB 4792—1984和GB 8703—1988。

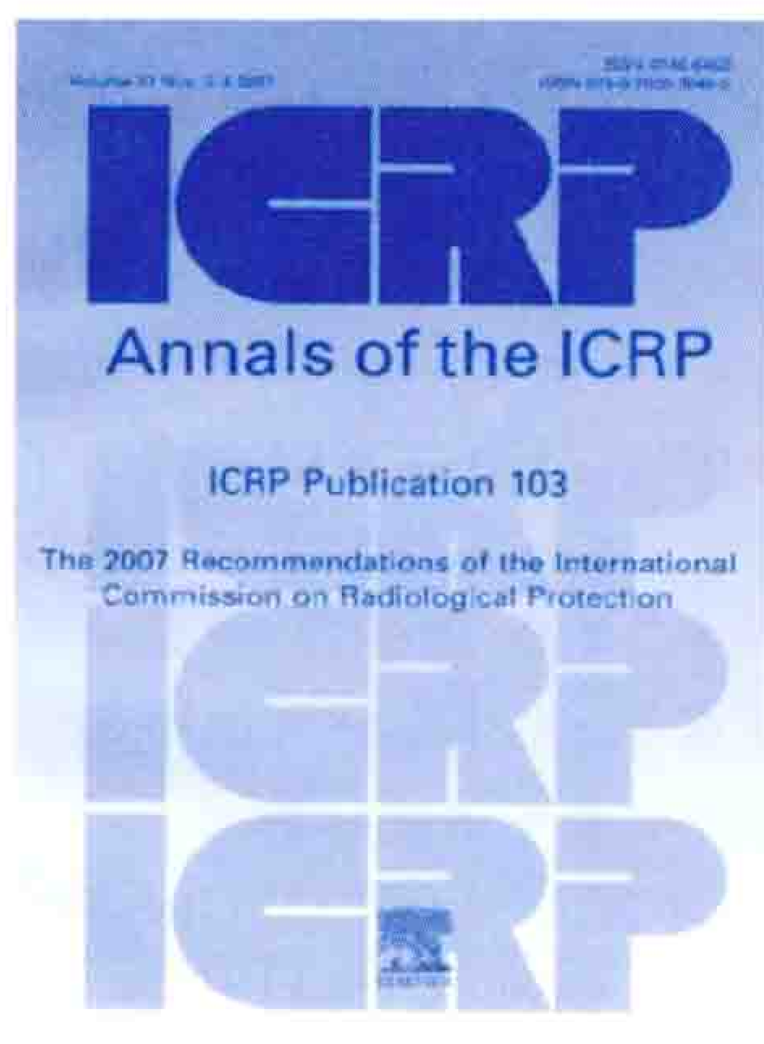
2007年，ICRP发布了第103号出版物《国际放射防护委员会2007年建议书》，代替1991年的第60号出版物。2007年，建议书继续保持ICRP的放射防护三项基本原则，强调防护最优化原则的重要性，并沿用ICRP第60号出版物中的剂量限值；但根据最新的辐射照射的生物和物理科学信息，更新了当量剂量和有效剂量的辐射和组织权重因数，并预计将得到关于眼睛辐射敏感性的新数据；建议国家有关管理部门制定氡浓度的国家参考水平，以支持氡照射的最优化；从以过程为基础的实践和干预的防护方法，发展为基于辐射照射情况的防护方法，并把辐射照射情况分为计划照射、应急照射和现存照射三类；开发了一种描述环境放射防护框架的方法。随后，相关国际组织基于在辐射照射的健康和环境后果方面的最新数据，以及ICRP最新出版物的成果，联合对IAEA安全丛书第115号进行了修订，并于2011年发布了《国际辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》（暂行版），以在将来取代安全丛书第115号。

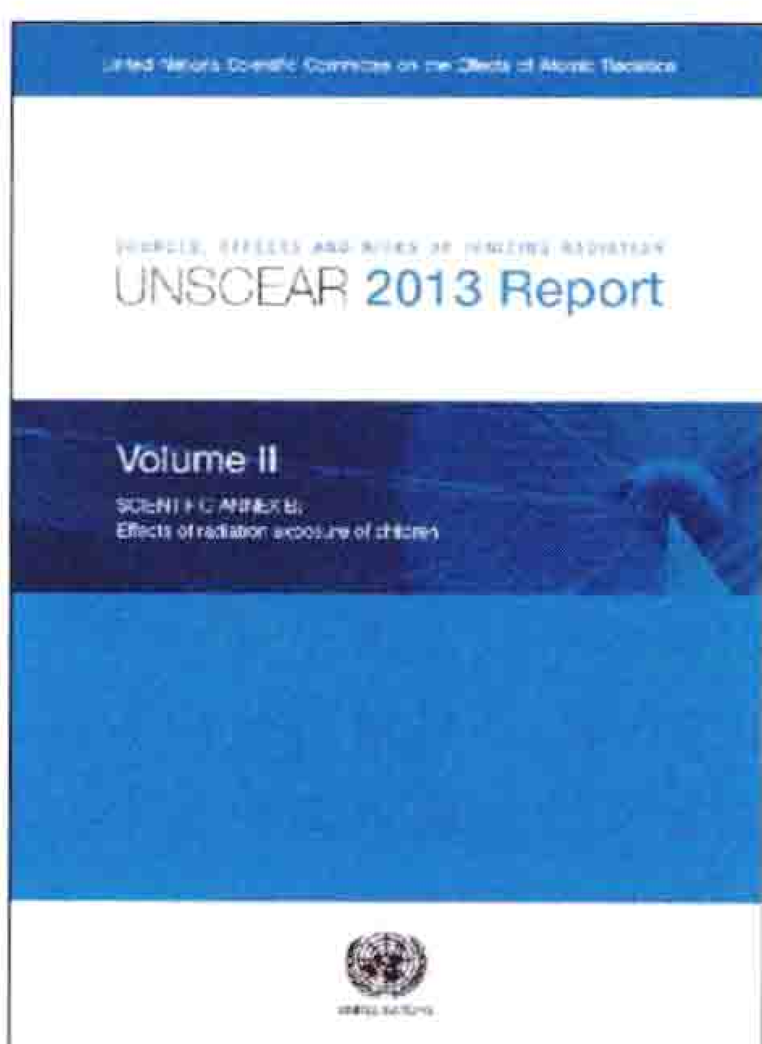
（见辐射防护）

中国并没有组织对现行辐射防护标准的修订工作，仍然实施 2002 年发布的 GB 18871—2002。该标准规定，对任何工作人员的职业照射，由审管部门决定的连续 5 年的年平均有效剂量不超过 20mSv，任何一年中有效剂量不超过 50mSv，眼晶体年当量剂量不超过 150mSv，四肢或皮肤的年当量剂量不超过 500mSv。实践使公众所受年有效剂量不超过 1mSv，特殊情况下如果 5 个连续年平均剂量不超过 1mSv，则某一单一年份有效剂量限值可提高到 5mSv，眼晶体年当量剂量不超过 15mSv，皮肤年当量剂量不超过 50mSv。









与辐射防护标准有关的组织　在国际上，联合国原子辐射影响科学委员会 UNSCEAR、国际放射防护委员会、国际原子能机构等国际组织发表辐射防护相关的技术报告、建议书、标准和导则等。UNSCEAR 是联合国下属国际机构之一，主要负责对电离辐射照射的水平及其影响进行评估和报告。各国际组织和政府将 UNSCEAR 发布的技术报告作为评估电离辐射风险和建立防护措施的科学基础。ICRP 的主要任务是就放射防护基本原理、估计电离辐射危害的定量方法及据此确定防护标准提出建议，标准种类包括 ICRP 的建议书和出版物。ICRP 的建议书是辐射防护专业领域内各国际标准化组织和各国标准化机构制定其标准的主要依据。IAEA 主要活动之一是制定核安全相关标准并使其适用于和平利用核能的活动，负责制定和审查的安全标准可分为安全基本法则、安全要求及安全导则三个层次，涵盖核安全、辐射安全等多个领域。上述这些机构的标准或建议书为世界各国所公认，成为各国制订本国辐射防护标准的基础。

中国于 1985 年 7 月成立了全国核能标准化技术委员会辐射防护分技术委员会，负责辐射防护相关标准的编制计划建议、标准审查工作，并对口国际标准化组织核能委员会辐射防护分委员会（ISO/TC85/SC2）的技术业务工作。

fushe fanghu jiben yuanze

辐射防护基本原则

（basic principles for radiation protection）　为了保护工作人员和公众免受或少受辐射的危害而必须遵循的基本原则。辐射防护的目的在于既要对人及其环境提供恰当的防护，又要能促进核能和核科学技术的应用和发展。为了达到这个目的，必须首先确定辐射防护基本原则，然后通过立法，将这些原则转化为法律和法规，从而去指导人们的实践活动。

辐射防护基本原则由三个基本要素组成。①实践的正当性。在施行伴有辐射照射的任何实践之前，都必须经过正当性判断，确认这种实践具有正当的理由，即能够获得超过代价的正的纯利益。②个人剂量限值。用剂量限值对个人所受的照射加以限制。③辐射防护的最优化。应避免一切不必要的照射，在考虑到经济和社会因素的条件下，所有辐射照射都应保持在可合理达到的尽量低的水平。

辐射照射情况分为三类：①计划照射。指在计划引入或操作辐射源的情况。②应急照射。指在计划照射情况的运行过程中可能发生，或由恶意行为引起，并需要采取应急措施的意外情况。③现存照射。指在决定必须采取控制措施时照射已经存在的情况，如天然本底辐射引起的照射。实践的正当性和辐射防护的最优化可以在所有三类照射情况下应用，个人剂量限值仅可在计划照射情况下应用。在辐射防护基本原则中最优化是关键的。个人剂量限值针对的是名义个人（参考人）。对计划照射情况为剂量约束，对应急照射和现存照射情况，为参考水平。在选取剂量约束和参考水平时有关国家管理部门常常起主要作用。

国际放射防护委员会（ICRP）在 1991 年发表的第 60 号出版物中推荐了一整套剂量限值体系，国际原子能机构（IAEA）等组织采纳了这一体系，并反映在与其他国际组织联合制定的辐射防护基本安全标准中。中国的辐射防护规定中也基本采用了这个体系，制定了 GB 18871—2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》。（见辐射防护）

实践的正当性　要求引入的任何实践都应满足：利益>代价＋危险。利益是指对整个社会的利益，它包括经济效益和社会效益、辐射危害的减少等。代价是指所有消极方面的总和，包括经济代价、健康危害、不利的环境影响、心理影响和社会问题等。危险是指承受的未来可能遭到损害的风险，是一种潜在的代价。

尽管实践的正当性判断主要是由主管部门做出的决策，但是从事该实践的管理人员和辐射防护人员应当为决策提供必要的资料，使得决策人员能够做出正确和恰当的决策。

个人剂量限制　为了避免发生辐射的确定性效应，并把随机性效应的发生率降至可接受的水平，必须对个人剂量加以限制。个人剂量限值使用的基本量是有效剂量。个人剂量限值不能直接用于设计和工作安排的目的，也不包括医疗照射和天然本底照射的贡献。

应对个人受到的正常照射加以限制，来自各项获准实践的综合照射所致的个人总有效剂量和有关器官或组织的总当量剂量不得超过 GB 18871—2002 附录 B 中规定的相应剂量。

应对个人所受到的潜在照射危险加以限制，使来自各项获准实践的所有潜在照射所致的个人危险与正常照射剂量限值相应的健康危险处于同一数量级水平。

辐射防护最优化 辐射防护的一个重要原则，必须将其贯彻到伴有辐射照射实践的全过程中去。通过选择最佳的防护水平和最优的防护方案来达到以最小的代价获得最大利益的目标。

辐射防护最优化决策 一般步骤如图 1 所示。首先要明确所面临的防护问题，确定防护目标。然后进行危险分析，找出危险源，评估各个危险源的大小，明确防护重点，为以后选择和确定防护方案提供依据。通过危险分析还可以确定与辐射防护有关的因素，排除与辐射防护无关的因素。针对所找出的危险源，分析可能对各个危险源实施防护的手段，从而列出所有可供选择的防护方案。在此阶段，除了明显不现实的方案之外，先不要急于排除任何方案。然后通过对各个方案的比较选出最优方案，确定最佳的防护水平。对于决策所依据的资料和假设的质量，必须认真评价，分析这些资料和假设的不确定性和可变性对决策结果的影响，进行灵敏度分析。通过灵敏度分析，了解哪些因素对决策结果的影响最大和当这些因素发生怎样的变化时应当改变决策，从而明确工作重点。至此，已经可以得到辐射防护最优化决策了。然而，有些非辐射防护因素，如经济、政治或社会的因素，也会影响决策的结果。因此，必须全面考虑这些因素之后才能做出更切合实际的最终决策。最后，将这个决策付诸实施。在最终决策实施过程中收集反馈信息是非常重要的，因为这样不仅能对决策的各个环节进行检验，而且能够发现更为有效的防护途径。

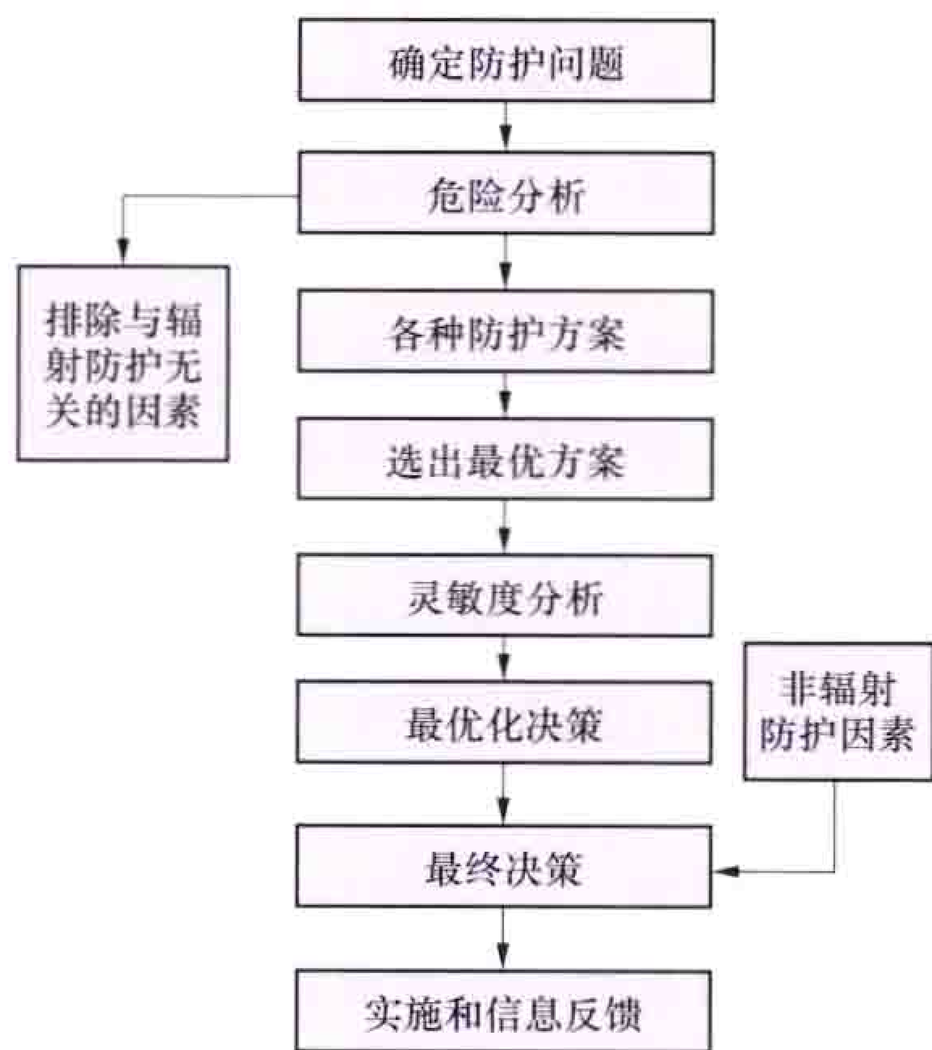


图 1 辐射防护的最优化决策步骤

辐射防护最优化方法 在各个防护方案之间进行比较并选出最优方案的方法，有定性方法和定量方法两大类。

（1）定性方法依靠经验的判断，也可能辅以半定量的分析，在国际放射防护委员会第 37 号出版物中称这种方法为多标准方法。定性方法是针对各判断标准，对各种可供选择的防护方案进行两两比较。因为在比较过程中要考虑多种判断标准，所以常常为各个标准规定相对权重。通过各种防护比较，舍弃较劣的方案，保留较优的方案，直到选出最优方案。定性方法可以预选出一些（而不是一个）较优的方案，不能完全排出优劣的顺序。在辐射防护工作所遇到的问题中，并不是各种判断标准都能定量加以表示的，特别是在运行辐射防护问题中，定量化的程度通常较低。在高辐射场中完成设备检修任务，事先需要就以下问题做出决策：为了减少检修人员所接受的辐射照射量，应当派遣具有什么知识和技能的人去完成这项任务，派遣几个人，他们应当携带什么工具，穿用什么防护衣具，配备什么仪器仪表等。而这些问题中的很多问题是难以定量的，这时就只能采用定性的方法。

（2）定量方法不是两两进行比较，而是把每一个方案所依据的各种判断标准定量地合并为单一值，然后把各个方案相应的值依优劣顺序排列，从而选出最优方案。在国际放射防护委员会第 37 号出版物中称这种方法为总计法。代价-利益分析方法和代价-效能分析方法是得到广泛应用的定量方法。

代价-利益分析方法是通过选择能获得最大净利益的防护水平来实现最优化的。如果引入某种伴有辐射照射的实践对社会的净利益为

$$B=V-(P+X+Y)$$

式中 V 为毛利益；P 是除辐射防护代价外所有的生产代价；X 是达到所选择的防护水平需花费的防护代价；Y 是这一防护水平所相应的辐射危害代价。为了获得最大的净利益，必须使

$$\left.\frac{\mathrm{d}B}{\mathrm{d}S}\right|_{S=S_0}=0$$

式中 S 为集体剂量当量；S_0 为最佳防护水平相应的集体剂量当量。一般认为 V 和 P 基本上与 S 无关，则有

$$\left.\frac{\mathrm{d}}{\mathrm{d}S}(X+Y)\right|_{S=S_0}=0$$

这样，可以选出最佳的防护水平 S_0。图 2 所示为代价-利益分析方法示意图，它给出了 X、Y 与 S 的关系和 S_0 的选择方法。

显然，为了完成上述计算，必须用相同的尺度来量度 X 和 Y，用得比较多的是用货币代价来量度它们。用货币代价来量度 X 似乎是很直接的，而量度 Y 首先要确定单位集体剂量当量的辐射照射相应的货币代价 α 值。α 值通常由国家主管部门根据国情确定。

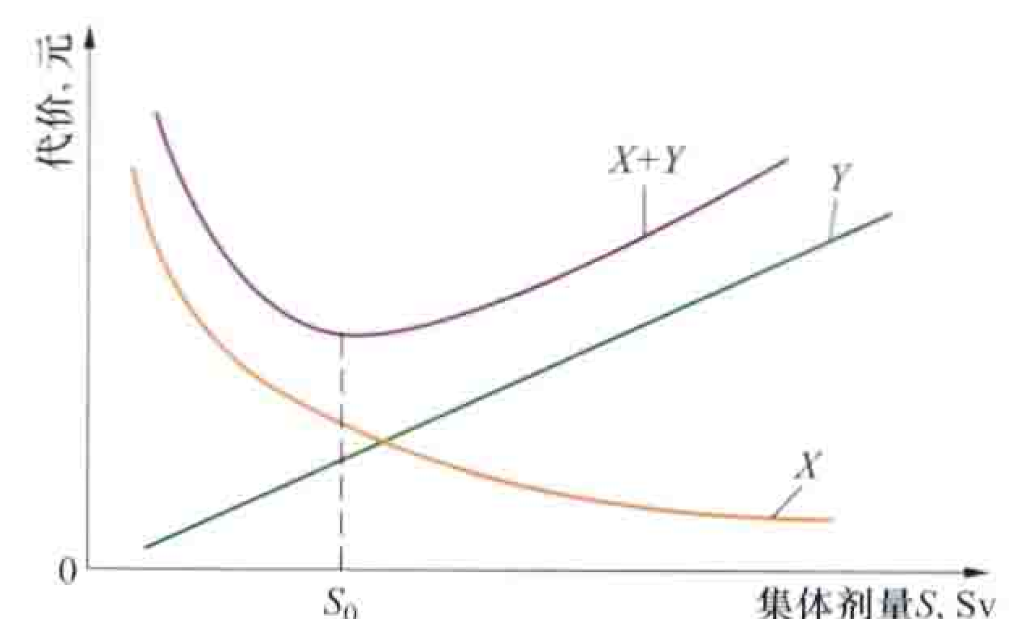


图 2 代价-利益分析方法示意图

确定了 α 值以后，Y 可以表示为

$$Y=\alpha S$$

在此式的计算中，没有考虑个人剂量分布和一些主观因素对辐射危害代价的影响。

代价-效能分析方法是通过比较各种防护方案减少单位集体剂量当量的防护代价来确定各种防护方案优劣的。对于某伴有辐射照射的实践，如果采取第 i 种防护方案后的集体剂量当量为 S_i，实施 i 方案减少单位集体剂量当量的防护代价为

$$\alpha_i=\frac{X_i-X_{i-1}}{S_{i-1}-S_i}$$

α_i 越小的防护方案防护效能越高，从而可以在各种防护方案中选出最优方案。

使用代价-效能分析方法不需要建立防护代价和辐射危

害的共同量度尺度，也不需要预先确定 α 值。这样，使用起来比较简单易行。

参考书目

国际放射防护委员会. 国际放射防护委员会 2007 年建议书. 潘自强，周永增，周平坤，等译. 北京：原子能出版社，2008.

fushe fanghu jishu

辐射防护技术 (radiation protection technique)

为防止任何可避免的照射，并使不可避免的照射保持在可合理达到的尽量低的水平所采用的技术措施。辐射防护技术可分为降低核电厂工作人员职业照射的防护技术和降低公众受照的防护技术两大方面。

降低核电厂工作人员职业照射的防护技术 一般，核电厂工作人员受照射的降低涉及辐射源的控制、部件设计、电厂布置、系统设计、远程操作技术、屏蔽、通风、废物处理，以及运行中的工作管理等多方面，相应所采用的主要防护技术包括控制运行状态下的辐射源，设计先进的设备和部件，采用可减少工作人员在辐射工作场所时间的布置，设置合理的屏蔽层，控制内照射，辐射监测以及实施工作管理。

控制运行状态下的辐射源 对大多数水冷动力堆核电厂来说，主要是降低反应堆冷却剂中的活度。对压水堆核电厂，首要应降低腐蚀产物的活度，可以采用合适的水化学条件，选用耐腐蚀的材料，减少与冷却剂接触材料中的易活化或长寿命活化核素的物质，加强过滤净化手段，冷停堆时采用氧化处理清除壁面积垢，以及采用注锌技术等。此外，隔离破损的乏燃料，改进乏燃料暂存池的水质、水温、净化处理，以及池面覆盖等也是重要的控制措施。

设计先进的设备和部件 设备和部件的设计大致需要考虑诸如提高可靠性和持久性，以减少甚至忽略修理或预防性维护的需要；为有关的老化、磨损及可能的性能劣化提供适当的裕度，以保证其在整个寿期内能执行必需的安全功能；将部件做得易于解体和组装，以维修方便；只要实际可能，提供远距离或机械手来操作运行、修理、服务、监测或检查；采用冗余的设备或部件以减少立即修理的需要；在正常和异常的运行工况下，设备的仪表、控制和操作都在可接近区域；对一些放射性水系统提供远距离操作、疏水和清洗手段；吸取已运行核动力厂的经验和教训。

采用可减少工作人员在辐射工作场所时间的布置 首先要将核电厂的工作场所进行辐射分区（见核电厂辐射分区），实行分区管理，实施辐射工作许可制度并进行工作管理；将需要常规维护、刻度、操作或监督的设备、仪表和取样站布置得易于接近，并使操作占用的时间最短；在厂房外专设一个维修高放射性装备的区域；只要可能，将需要服务的设备或部件运送到低辐射区；尽可能分隔放射源和工作区，在辐射源和服务区之间提供屏蔽；为进入某些放射性泵、设备和阀门房间提供入口迷道，而对最少维护要求的高水平放射性非能动部件提供封闭隔离间，并对封闭隔离间提供屏蔽舱门或可移动屏蔽块；通常应布置得进入一个给定辐射区时不必要经过一个高辐射区；在最低辐射区中为基本仪表的操作和控制提供远程操作控制盘。

设置合理的屏蔽层 核电厂内所有的辐射源都要采用合适的屏蔽层，这是减少辐射工作人员照射剂量最基本的技术措施。通常除反应堆本体这个最强大的辐射源要给予充分的屏蔽外，乏燃料储存运输系统、从堆内取出的所有受到活化的部件、所有的放射性流体系统的设备，无论是使用的、还是冗余的，都应有合适、完整的屏蔽层，并在设计中要为将来维修时增设临时屏蔽备有余地。对于屏蔽层中一些贯穿孔洞或削弱部位，必须进行适当处理以保证足够的屏蔽性能；屏蔽设计一般采用保守的辐射源项、选好合适的屏蔽材料和使用合理的计算方法，包括计算程序及其配套的数据库。（见辐射屏蔽）

控制内照射 控制内照射的措施一般要采用限制可能的放射性流体的泄漏，并对漏流加以控制，诸如使用高品质的阀门和填料，对漏流采用集水盘引至专门的地坑；对开放式的水池如乏燃料存放池，采取水质净化措施以降低池水的活度浓度，并为破损燃料单独设立存放区；在辐射分区中考虑可能的污染，包括设备的表面污染和空气污染；提供潜在污染区域的控制污染手段或去污设施，在服务区提供去污手段；维持通风空气流向从低放射性污染区到较高放射性污染区；在正常的密封屏障破坏导致干预之前，采用工作面动态围封的方法将该处建立局部负压作为补充密封手段。

辐射监测 运行状态下的辐射监测一般有：①工作人员个人监测。包括外照射、内照射剂量的测量、记录和评价，以及个人体表污染的监测。②区域监测。包括工作区域的中子和 γ 辐射，以及设备的表面污染、场所的空气污染等。③流出物监测。包括液态和气态流出物向环境的排放活度，设备和系统排出的流体（气、液）活度浓度等。④流体系统监测。指放射性液体系统（包括一回路、二回路、核辅助系统、乏燃料水池等）和气体系统（如废气处理系统、污染场所排风系统等）中的活度浓度和核素成分等。⑤工艺监测。主要服务于工艺系统运行状态的监测（如燃料元件破损监测、蒸汽发生器和各热交换器泄漏的监测、一回路压力边界泄漏的监测等）。⑥环境监测。主要检测厂区内室外的外照射、气溶胶和碘及放射性沉积；还要检测厂区内外适当地点的外照射，以及空气、水和生物样品等的取样检测。

实施工作管理 核电厂运行时，传统的围绕生产活动所制定的辐射防护措施在进一步实施可合理达到的尽量低（ALARA）原则方面已显不足。近年来发展的工作管理强调了工作人员的参与和执行能力、工作策划、工作准备、工作实施、工作评估和经验反馈，以及确保持续改进的全面跟踪管理来实现职业照射的总体优化。

事故工况下对工作人员的防护 核电厂设置了专设安全设施，以限制事故发展和缓解事故后果。广义上讲，这些设施也是辐射防护技术的一个重要方面。通常，核电厂在设计中需要分析核电厂在事故管理和应急准备中有哪些地方必须维持工作人员的可居留性；要预先分析事故处理工作人员和应急人员可能的受危害条件，这就需要考虑工作人员的实际可能操作、厂内甚至厂外的通行等；为主控制室和辅助控制点提供必需的屏蔽，以减少来自事故后必须运行的基本设备（主要是专设安全设施及相应的辅助设施）的照射，以及为事故后维修这些设备的可接近性。应预先分析源物质的迁移，屏蔽层效能的减弱、丧失屏蔽有效性和散射辐射在事故后常常成为影响辐射水平的重要因素；对于厂房外应急控制

中心等处的防护措施，除了考虑安全壳内堆芯的早、中、晚的裂变产物释放外，还应根据严重事故缓解措施的采用情况，考虑安全壳的可能失效模式，由此确定设施向环境释放的源项；房间应设置易于辨认、清晰的标志，并移走所有通道上的障碍物，这些在设计阶段就需考虑；应该认定事故期间厂内期望设计能保持低辐射照射的区域，这些区域可以用来停留撤离的厂内工作人员，并可检测他们所受到的污染。

降低公众受照的防护技术 一般，减少工作人员受照的各种防护措施同时也起到了减少公众受照的作用，但作为对公众的防护，重点反映在减少放射性流出物的排出和在事故工况下的密封包容。为了减少放射性流出物对公众的照射，需要做到：①在核电厂厂址选择时就要考虑周围环境的弥散和稀释条件；②还要考虑到放射性物质的迁移，以及水环境和大气环境中放射性核素通过各种生物过程向公众人体的转移；③特别要考虑在严重事故情况下公众最终采取必要的服用碘片、隐蔽甚至撤离等应急措施的可实施性。

流出物处理系统　设置的处理系统必须达到对工作人员与公众的健康及环境可能造成的危害降低到可以接受的水平；对后代健康的预计影响不大于当前可以接受的水平；不给后代增加不适当的负担；对公众成员的防护遵照规定的剂量约束并且是最优化的；放射性废液的排放必须采用槽式排放方式，以保证整个排放是受控的。设计中要考虑已运行核电厂的运行操作经验和教训。（见放射性废物处理）

屏蔽　在运行状态下，需特别注意到过薄的房顶结构有可能造成γ射线的泄漏，并在空气中散射，从而造成公众受照，此点容易被忽略，其在事故工况下的影响尤需重视。

事故工况下对公众的防护　首先在确定厂址时就要确定合理的非居住区和规划限制区的范围，这通常是在国家标准、规范规定基础上，选用某个（或某些）严重事故场景进行计算和论证；气载途径对公众的照射往往是主要的，因此，设计中采用最佳实践，对排气进行延时衰变和过滤；当放射性物质排入安全壳或建筑物，由于其直接或散射辐射可能导致超限照射时，应在相关位置处设置屏蔽；制订合适的应急计划，建立必要的应急措施，做好各项应急响应和准备工作，适时演练，做到常备不懈。（见核事故应急管理）

参考书目

IAEA 安全导则．核电厂辐射防护设计规定，No. NS-G-1.13. 维也纳：国际原子能机构，2005.

OECD/NEA. Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection at Nuclear Power Plants. No. 6399，2009.

fushe fanghu pingjia

辐射防护评价

（radiation protection assessment）　以辐射防护标准为依据，评价用于辐射防护的设施和方法是否符合原则的工作。辐射防护评价按所评价人员的对象可分为职业工作人员辐射防护评价和公众辐射防护评价（或称环境辐射防护评价）；按实践工作阶段可分为选址、设计、运行和退役的辐射防护评价。

辐射防护评价是辐射防护学在当前需要研究的主要问题，也是辐射防护工作中必须解决的现实问题。不做出辐射防护评价，辐射防护管理就缺乏依据，辐射防护设施与方法的改进就没有明确的目标，辐射防护监测就失去了意义。在GB 18871—2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》中明确要求，如果照射可能大于审管部门规定的某种水平，须进行相应的安全评价和环境影响评价，并作为其申请书的一部分提交给审管部门。1989 年 12 月 26 日通过的《中华人民共和国环境保护法》中明确要求，建设项目的环境影响报告书必须对建设项目产生的污染和对环境的影响做出评价，规定防治措施，经项目主管部门预审并依照规定的程序报环境保护行政主管部门批准。环境影响报告书经批准后，计划部门方可批准建设项目设计任务书。2002 年 10 月 28 日发布了专门的法律《中华人民共和国环境影响评价法》。

辐射防护评价内容 包括辐射防护管理、技术措施和人员所受辐射照射三个方面。辐射防护管理评价，主要是评价辐射防护的机构设置、规章制度、人员素质、经费管理及统计报表等是否有效地实现了最优化纲要。辐射防护技术措施评价，主要是评价辐射安全技术、排放控制、废物管理及辐射监测等技术措施（包括设施），是否按辐射防护最优化原则进行设计，运行中效能是否符合设计的要求。辐射照射评价是辐射防护评价的中心环节，包括个人剂量的评价和集体剂量的评价。评价个人剂量时，应包括所有有关的源或实践所造成的总的照射。评价集体剂量时，通常可以仅对给定的源或实践做出评价结果。在每次辐射防护评价中，均应根据评价结果，提出改进辐射防护工作的意见。对于环境辐射防护评价的内容主要包括：①评价范围和区域划分；②单位的基本状况，主要设施、工艺流程、三废产生量及治理措施；③单位地址与环境，含地形和地质、人口分布、土地、生态、水资源及利用、气象和水文；④与环境有关的主要设施，含放射性废物处理和放射性废物处置系统，放射性物质的运输；⑤源项，含气态、液态流出物，固态放射性废物；⑥流出物监测和环境监测，含监测质量保证；⑦环境效应，含常规运行时的辐射效应和事故对环境的影响；⑧评价结论。

辐射照射评价 为了进行辐射照射评价，需要明确评价指标，建立评价方法。

职业人员评价指标　对职业照射工作人员，评价指标是：①个人剂量。表示与个人危害相关的量，通常用年平均有效剂量表示，它与对个人危害的平均水平相关。②集体剂量。表示与实践影响相关的量，通常用年集体有效剂量表示。③年集体有效剂量分布比。定义是年有效剂量超过年剂量限值某一分数（如 3/10）的年集体有效剂量与总年集体有效剂量之比，它表示对个人危害较高部分所占比例。

确定职业人员个人剂量的方法　对外照射通常是直接利用外照射个人剂量计的监测结果。外照射个人剂量计的读数通常是表示人体表面吸收剂量的近似值，而不是有效个人剂量。为了精确地确定个人有效剂量，需要研究在各种不同辐射场下胶片、热释光等个人剂量计的读数与个人有效剂量的关系。从已有的一些研究结果看，在一般情况下可以把个人剂量计的读数作为有效剂量的近似值。对于可能出现较高剂量和剂量场不均匀的情况，则应采用附加剂量计，如指环剂量计。有时应考虑用具有视听报警的直读式个人剂量计。对于内照射，监测方法通常是测定排泄物中放射性物质的浓度或用人体计数器直接测量体内放射性物质活度，然后估算年摄入量和待积有效剂量。对铀矿工作人员，已有一些国家采用氡个人剂量计，用于估算氡及其子体的剂量。与外照射相

比，内照射剂量估算的不确定度要大得多。

公众评价指标　对于公众，评价指标是：①关键居民组个人有效剂量，通常用年有效剂量表示。关键居民组是指在某一给定实践所涉及的各受照居民组中，预期将受到最大辐射照射的居民组。在国际放射防护委员会2007年建议书中提出用代表人代替关键居民组，代表人代表人群中所受高端照射人员所接受剂量的个人。②集体剂量，通常用年集体有效剂量表示。集体剂量的计算范围（即评价范围）可分为三种：局地的，其计算范围一般在半径为50～100km范围内，对核电厂，一般规定为80km左右；区域的，计算范围一般定为半径1000km；还有全球的。年集体有效剂量分布范围很宽时，则应给出分范围的剂量分布。

确定公众剂量的方法　计算和确定公众剂量的方法通常是：测定和计算核实践排放到环境中的放射性流出物数量（即核电厂释放源项）；调查和分析评价范围内有关气象、水文、人口分布、居民食谱和使用因子等资料；选择适当的放射性物质在环境介质中迁移和剂量估算模式，以及放射性物质在环境介质中转移的参数和人体中代谢的参数；然后计算关键居民组所受的剂量和集体剂量。再结合核实践的环境监测数据，分析和评价计算的结果。

在辐射照射评价的基础上，应对辐射防护代价进行定量和定性的估算，全面评价辐射防护管理和技术措施，制定或修订辐射防护大纲。在辐射防护评价的过程中，应尽量采用各种定性和定量决策技术，如分析树方法、代价效能、代价利益分析和多准则法等，研究和确定各种因素的相对权重，进行灵敏度分析，根据最优化的原则，评价所获得的材料，明确改进辐射防护的措施与目标，形成建议。

在核实践中，危害因素不仅仅是辐射，在进行辐射防护评价时，要考虑到其他危害因素的存在及其可能的影响。为了减小对公众的照射，有必要设置废物处理和处置设施，而处置和处理设施的运行又可能增加职业照射集体剂量；显然，在考虑这一问题时，应同时研究两个因素。但这一问题的研究非常复杂，对不同性质的危害，现在还没有找到统一的评价指标，难于实现全面的定量评价。要用一个统一的指标衡量各种危害是相当困难的，但事物总是可以认识的。事实上，现在虽然还没有研究出统一衡量各种危害的指标，但危害指标的研究已取得了很大的进展。在进行辐射防护评价时，应经常考虑到它是全面危害评价的组成部分。

为了提供一个在所有照射情况下环境保护的良好框架，国际放射防护委员会在其2007年建议书中提出了采用参考动物和植物对非人类物种进行评价的建议。在此之前，一些国家（如美国、加拿大和澳大利亚等）的相关机构已经明确提出了这方面的要求。

参考书目

潘自强，等．中国核工业30年辐射环境质量评价．北京：原子能出版社，1990.

fushe jiance

辐射监测 (radiation monitoring)

为了评价和控制辐射照射而对辐射或放射性物质进行的测量，以及对测量结果的解释。为了评价辐射照射对人体的影响，必须估算人受到的当量剂量、有效剂量等度量辐射危害的量。而这些量往往不能直接测量，必须根据其他一些可直接或间接测定的量按一定模式来估算。辐射监测的结果是估算工作人员和公众的受照剂量，确认工作场所和环境的安全程度，进行辐射防护评价和辐射防护最优化分析不可缺少的资料，也是采取辐射防护和安全管理措施的依据。这些资料还可以用来鉴定操作上存在的问题或设施的缺陷，发现事故征兆，以便及时采取防范措施，防止重大事故的发生。

辐射监测按照监测的性质和目的，可分为常规监测、与任务相关的监测和特殊监测；根据监测对象则可分为个人监测、工作场所辐射监测、环境辐射监测和核电厂流出物监测。

辐射监测计划　一切伴有辐射的实践或源，都应根据具体情况，按照辐射防护最优化的原则制订出辐射监测计划，开展辐射监测工作。辐射监测计划分为常规和应急两种监测计划。常规监测计划是指在规定的时间间隔内进行的监测和对预见到的某些情况进行监测的计划，应急监测计划则是针对可能引起人员受照或放射性物质外泄超过限值的情况制订的监测计划。应急监测必须能为主管部门采取应急对策迅速地提供足够的资料。通常的辐射监测计划（也称监测大纲）应包括下列内容：①辐射监测类型、目的和要求；②需要直接或间接测量的辐射量，待估算量及其估算模式或方法；③相应的辐射管理标准或执行限值；④辐射测量方案，包括测量方法、采用的测量仪表或设备；⑤测量频度；⑥对测量记录的要求，记录的保存和销毁；⑦对监测计划的审查和修改的程序；⑧监测的质量保证措施。

测量结果的评价　辐射照射评价的基础是定量描述已测定的量和待估算量之间关系的模式（估算方法）。这种模式把直接测量的量和防护标准（如限值量和参考水平等）联系起来，并可提供足够保守的受照剂量的估计，而低估的可能性小到可接受的程度。

监测质量保证　为了达到辐射监测的目的，必须保证测量结果的可靠性，因此质量保证方案是任何监测方案的重要组成部分，用来确保仪器和设备正常工作，测量和分析方法能正确建立和实施，记录准确及时，保持满足要求的测量准确度。一般来说，质量保证措施有：①对监测仪表和设备的定期检定、校准和维护，保证其质量；②对监测人员进行培训和考核，使他们能掌握选定的监测方法，正确使用仪器设备，实施监测方案；③通过对照样品的常规分析和采用标准分析方法来验证监测方案采用的方法；④通过计量标准的传递体系，使测量的结果可溯源到相应的国家计量标准。监测质量保证要贯穿于从监测方案的制定，实施到监测结果的评价的每一阶段。

参考书目

国际放射防护委员会．ICRP 75号出版物：工作人员辐射防护的一般原则．张延生，张静，译，潘自强，校．北京：原子能出版社，2000.

fushe jiance yibiao

辐射监测仪表 (radiation monitoring instrument)

为辐射防护目的而采用的辐射监测装置或仪器的统称。电离辐射一般不能直接由感官察觉，为发现辐射的存在或定量确定辐射量，必须用专门的仪器进行测量。测量的结果是估算剂量、安全评价和采取防护对策的重要依据。

辐射监测仪表的构成　辐射监测仪表一般由辐射探测器

和信号处理记录系统两部分组成，其主要特性包括探测效率、能量分辨、死时间等。辐射探测器是辐射监测仪表的关键器件，仪器的性能指标主要取决于探测器，其主要作用是把沉积在探测器灵敏区的辐射能量转变为信号处理系统能够记录和分析的信号。

辐射探测器是根据工作介质及发生的效应，常用的辐射探测器可分为气体探测器、闪烁探测器和半导体探测器等。气体探测器是通过收集辐射在探测器工作气体中产生的电离来达到辐射探测的目的；闪烁探测器是利用闪烁体原子分子激发后退激时发出荧光的原理，将光信号变为电脉冲信号来达到辐射探测的目的；半导体探测器的工作原理与气体探测器类似，都是用载流子在外电场作用下发生漂移运动而产生输出信号，气体探测器是利用离子对，半导体探测器是利用电子-空穴对，因此半导体探测器又称固体电离室。辐射探测器的工作模式可分为脉冲模式、电流模式和均方电压模式。脉冲模式最为常见，可用于记录单个辐射事件，如辐射能谱分析或脉冲计数等，但在极高计数率情况下，不得不采用电流模式和均方电压模式。电流模式常用于高计数率场合及辐射剂量学测量，均方电压模式（MSV 模式，又称 Campbell 模式），则特别适用于混合辐射场的测量。

在个人监测和环境辐射监测中也使用固态探测元件，如热释光、胶片、辐射光致荧光、光激发光、固体核径迹等，由这些元件做成的剂量计连同其测读设备也属辐射监测仪表。

辐射监测仪表的分类 按照辐射类型可分为 X、γ、β、α、中子、质子、高能粒子等监测仪表；按照使用方式可分为固定式和可携式监测仪表；按照监测对象可分为个人监测仪表、工作场所监测仪表、环境监测仪表和流出物监测仪表。主要包括个人剂量监测仪表、区域外照射监测仪表、表面污染监测仪表、空气污染监测仪表、实验室样品分析测量设备，见图 1～图 4。还有一些针对特殊应用场合的监测仪器或系统，如用于大范围或应急监测的车载、船载、航空辐射监测系统，用于安保的人员、车辆、火车监测的门式辐射监测系统，用于退役及清洁解控测量的容积计数系统（桶、箱、4π 计数系统）、传送带式监测系统、整体物件测量系统等。



图 1 光子个人剂量计



图 2 中子雷姆仪

个人剂量监测仪表 用于外照射个人剂量监测和体内污染监测。外照射个人剂量计的选择与监测对象和监测目的密切相关，可分为：①光子剂量计，仅能给出关于个人剂量当量 $H_p(10)$ 的信息；②β-光子剂量计，可给出关于个人剂量当量 $H_p(0.07)$ 和 $H_p(10)$ 的信息；③甄别型光子剂量计，除给出 $H_p(10)$ 的信息外，还给出有关辐射类型、有效能量以及高能电子探测方面的信息；④肢端剂量计，对于 β-光子辐射给出关于 $H_p(0.07)$ 的信息；⑤中子剂量计，给出关于 $H_p(10)$ 的信息。外照射个人剂量监测仪表一般由热释光、胶片、辐射光致荧光、光激发光或固体核径迹等探测元件做成的个人剂量计连同其测读设备构成，基于微型 G-M 计数管和硅探测器的电子个人剂量计（EPD）性能较高，不仅广泛用于应急或高辐射作业现场，还被一些国家作为法定剂量计使用。个人剂量计的主要特性包括灵敏度、能量响应、不确定度、量程、方向响应及过载等。



图 3 β表面污染监测仪



图 4 γ谱仪（高纯锗）

体内污染监测是为估算由于摄入放射性核素产生的内照射剂量而进行的监测，可分为直接测量法和间接测量法，取决于要测量的辐射类型。体内污染监测直接测量法使用直接测量仪器进行测量，直接测量仪器包括全身计数器及器官（肺、肝、甲状腺、骨等）计数器等，测量时应特别注意要清除体表污染的干扰，对计数器进行良好的效率刻度是获得准确测量结果的关键因素之一；体内污染监测间接测量法是对生物样品（尿、粪便、呼气、血液、鼻涕、组织样品）及实物样品（空气样品、表面擦拭样品）的取样、处理和分析测量。

区域外照射监测仪表 用于工作场所和环境的辐射水平监测，主要监测仪器包括用于 β、X、γ 和中子测量的固定或便携式周围、定向剂量当量（率）仪，给出 $H^*(10)$ 和 $H'(d)$，其中 d 对皮肤取 0.07mm、眼晶体取 3mm。在仪器选择和使用过程中，应特别关心其能量响应、角响应、线性及过载特性。X、γ 周围剂量当量（率）仪最为常见，常用的探测器包括电离室、G-M 计数管和半导体探测器。用于环境监测时，探测器通常采用高气压电离室、正比计数器、高灵敏 G-M 计数管和闪烁体。测量低能 X、γ 射线时，电离室壁要做得很薄，厚度只要满足电子平衡条件即可。弱贯穿辐射监测要求测量定向剂量当量 $H'(d)$。薄电离室型仪器入射窗薄（窗厚约 $7mg/cm^2$），侧壁和后壁均用组织等效材料做成，虽然可满足定向剂量当量 $H'(0.07)$ 的测量要求，但由于其灵敏度不高，宜作为传递仪器使用。β 辐射监测仪更适合现场应用，它采用薄塑料闪烁体，以足够厚的组织等效光导提供与皮下组织类似的反散射条件。对于中子剂量监测，需要中子能谱的信息，才能通过测量中子注量（率）或组织中的吸收剂量转换为有效剂量、周围剂量当量等辐射防护评价和监测用量。由于存在实际困难，目前尚无理想的中子剂量当量仪。常用的雷姆计数器（雷姆仪），由热中子探测器、组织等效材料慢化体（雷姆球或 A-B 型）及相应的电子学线路组成，可使仪器响应在一定的中子能量范围与剂量当量成正比。

表面污染监测仪表 用于各种物体和人体的表面污染监测，分为直接监测法和间接监测法。表面污染直接监测采用各类 α、β 表面污染监测仪、全身 α、β、γ 污染监测仪、手脚 α、β 污染监测仪等。由于 α 放射性表面污染的控制限值

很低（对皮肤和内衣仅为0.04Bq/cm^2），要求α表面污染监测仪具有足够的灵敏度，常见的α表面污染监测仪大多采用ZnS（Ag）闪烁计数器或薄窗多丝正比计数器，近年又出现了基于空气电离测量的高灵敏度超射程α探测器。β表面污染监测仪往往采用塑料闪烁计数器或薄窗G-M计数管。直接监测法可简便快速获得测量结果，适用于面积较大而又光滑的表面。当污染表面形状复杂、容器管道内部污染或须测量难以直接监测的特殊低能β核素（如^{3}H）时，宜采用间接监测法。表面污染间接监测法包括擦拭法（干、湿）和表面置样检查法。表面污染监测仪最重要的指标是表面活度响应和探测效率。仪器的能量响应特性、待测表面与监测仪的距离、扫描速度、被污染基体材料的特性等都会影响监测结果，校准及科学的报警阈值设定方法对表面污染监测起着关键作用。

空气污染监测仪表　空气污染监测的任务是对工作场所、气载流出物、大气环境中的气载污染物的种类和浓度进行测量，主要包括惰性气体、氚、碘、气溶胶、氡及其子体等，可采用固定式、移动式、个人取样器进行监测，根据需要选择一种或几种监测手段。主要监测仪表是各类放射性气溶胶监测仪、放射性惰性气体监测仪、放射性碘监测仪、放射性氚监测仪、个人携带式或固定式取样器等。有些放射性气体监测仪是先把含放射性的气体直接引入探测器（如补偿电离室、流气式正比计数器、空心球塑料闪烁体），然后进行测量。为了提高灵敏度，满足常规监测的要求，还须采取一些降本底、抗干扰措施，如气流β监测仪、多种氡气浓度监测仪等。测量空气中长寿命的放射性气溶胶浓度的方法很多，如衰变法、α、β比值法、α-β假符合法、α能量甄别法及能量假符合法等。不同类别的气溶胶监测仪均包含采样系统和样品测量系统。根据采样方式的不同，仪表又分为连续和单次采样两类。在气溶胶浓度易变化又有可能超过导出浓度的场所，应设置固定式连续测量的监测仪。

氡测量方法大致可分为瞬时测量方法、连续测量方法和累积测量方法三类，按采样方法还可分为主动测量、被动测量和联合测量等。测量氡的方法虽然很多，但每种方法也都有其适用的范围和局限性。环境中的温度、湿度、气压及仪器的本底、灵敏度、响应时间等因素都会对测量结果造成影响。为了估算内照射个人剂量，特别是氡子体产生的内照射剂量，工作人员需佩戴有个人空气采样器。

实验室样品分析测量设备　当直接测量法受现场条件制约难以进行，或其灵敏度难以满足测量要求时，通常采用取样、处理、测量的实验室分析方法，应特别关注样品的代表性和样品处理方法可能对测量结果产生的影响。样品一般包括擦拭样、空气、水及水生物、土壤及沉积物、动植物及其产品等，监测内容包括α、β、γ总活度，α、γ核素分析，核素活度，沉降率等。常用的监测分析仪器主要包括γ谱仪、α谱仪、β计数器、液闪计数器、电感耦合等离子体质谱等。

辐射监测仪表的选择　应考虑监测目的、监测对象、辐射类型、使用环境、仪表性能指标等综合因素。仪表选择至少应考虑以下事项：①剂量率或活度浓度的范围；②灵敏度；③被监测同位素/辐射性质；④报警阈值；⑤电源及其备份；⑥环境条件；⑦测试、校准和易于维护；⑧异常情况下的功能；⑨过载响应；⑩故障指示；⑪其他核素对测量结果的潜在影响（特别在进行中子、氚和其他β监测时）。

辐射监测仪表的检验　仪表生产厂通常不具备完整的型式检验能力，甚至不能对仪表进行全量程范围内的校准，而仪表的新用户也常常有高估生产厂检验能力的倾向。因此在评价某种监测仪表是否适合于它的预期用途，以及在仪表首次使用之前，掌握该仪表的型式检验数据非常重要，之后还应进行周期性校准。周期性校准的主要目的是：①保证仪表正常工作，可用于预定的监测目的；②在一组可控的标准条件下，在仪表的全部量程范围内，确定仪表示值与被测量的量值之间的关系；③在可能的条件下，调整仪表以便使仪表的总测量精度达到更好。各类辐射防护监测仪表均列入中国强制检定工作计量器具的目录范围，周期为12个月。由于中国计量技术机构的校准能力还不能覆盖所有辐射监测仪表的技术参数，还有许多仪表在投入使用后就不便再送到实验室校准，如各种固定安装式在线监测仪，因此，应采取型式试验、首次使用前检验、周期检验、功能检查、维修/调整后检验等多种措施，将仪表寿期内任何检验结果与型式试验的数据比较，确认仪表处于良好的工作状态，提高监测结果的可靠性。

参考书目

潘自强．电离辐射环境监测与评价．北京：原子能出版社，2007.

fusheliang he danwei

辐射量和单位

（radiation quantity and unit）　描述辐射源或辐射场特征和辐射与物质相互作用特性的一些量及其计量单位。某些辐射量的概念、名称和单位经历了不少演变，同一名称在不同时期的含义不尽相同。早期应用的一些辐射量和单位，由于其概念含混或定义不确切、不严密或不便于应用而被逐渐淘汰，如生物当量伦琴、物理当量伦琴、克镭当量等。1925年，国际放射学大会决定成立一个专门的研究辐射量和单位的组织——国际辐射单位委员会，后来又加上“测量”两个字，改名为国际辐射单位与测量委员会（ICRU），经过多年的研究发表了一系列报告，对促进辐射量和单位的统一及科学化做出了重大贡献。辐射防护领域所用的辐射量和单位，绝大部分是ICRU定义和推荐的。

辐射量和单位大致可分为描述辐射源和辐射场的量和单位、辐射剂量学中常用的辐射量和单位、辐射防护用量和单位三类。

描述辐射源和辐射场的量和单位　通常把能够发射电离辐射的物质或装置称为辐射源，把存在电离辐射的空间称为辐射场。描述辐射场和辐射源的量有十几种，最常用的有活度、粒子注量和能（量）注量等。

活度A　又称衰变率。它是在t时刻的时间间隔dt内，处在特定能态的一定数量N的某种放射性核素，发生自发跃迁数的期望值dN除以dt所得的商，即

$$A=dN/dt$$

式中A的单位为s^{-1}，其专业名称为贝可（勒尔），becquerel，用Bq表示。1 Bq=1/s。

粒子注量Φ　在一定的时间间隔 dt 内，射入以空间某点为中心的适当小球内的粒子数 dN 除以该小球最大截面积 da 而得的商，即

$$\Phi = dN/da$$

式中 Φ 的单位是 m^{-2}。

能（量）注量Ψ　在一定的时间间隔 dt 内，射入截面积为 da 的球体中的辐射能量 dR 除以 da 而得的商，即

$$\Psi = dR/da$$

式中 Ψ 的单位是 J/m^2。

辐射剂量学中常用的辐射量和单位　辐射剂量学着眼于辐射与受体相互作用时所发生的能量沉积、能量转移和受体吸收能量的特性研究。在辐射剂量学中常用的辐射量有吸收剂量、比释动能和照射量等。

吸收剂量 D　辐射与物质相互作用时单位质量物质吸收辐射能量多少的量度，适用于所有类型的电离辐射和任何一种照射几何条件，其定义为 $d\overline{E}$除以 dm 所得的商，这里 $d\overline{E}$ 是辐射传递给质量为 dm 的物质的平均能量，即

$$D = d\overline{E}/dm$$

吸收剂量的国际标准单位为 J/kg，其专用单位名称为戈瑞（Gy）。

吸收剂量是对介质中任意一点定义的，其值是根据授予能的平均导出的，即在某一有很多原子和分子的质量元 dm 中的平均值，并不能反映出组织中相互作用的随机性涨落。可对任意定义的体积进行能量平均，平均剂量等于授予该体积的总能量除以该体积的质量。根据 ICRU 的建议，在实际应用中，吸收剂量是在特定器官或组织中的平均。可以认为，对于低剂量情况，这样求得的吸收剂量平均值是与该组织内的随机效应的辐射危害相关联的。

比释动能 K　不带电粒子（如中子、γ 光子等）与物质相互作用时，首先将其能量传递给带电电离粒子，然后带电电离粒子通过电离或激发过程将能量授予物质。比释动能就是描述这种能量传递过程的辐射量，其定义为

$$K = dE_{tr}/dm$$

式中 dE_{tr} 为不带电电离粒子在质量为 dm 的某一物质内释放出来的全部带电电离粒子的初始动能的总和。比释动能的单位为 J/kg，专用单位名称为戈瑞（Gy）。

照射量 X　X 射线或 γ 辐射使空气电离本领的量度。其定义为

$$X = dQ/dm$$

式中 dQ 为光子在质量为 dm 的空气中产生的电子（包括正电子和负电子）完全被空气所阻止时，在空气中产生的任何一种符号电荷总量的绝对值。照射量 X 的单位是 C/kg。曾用单位伦琴（R），但已不是法定单位。$1R = 2.58 \times 10^{-4} C/kg$。

辐射防护用量和单位　在辐射防护中，所用的量与辐射危害密切相关，主要用于辐射防护标准、辐射防护评价、辐射监测和辐射防护最优化等方面，如当量剂量、有效剂量、集体有效剂量、剂量负担、剂量当量等。

当量剂量 H_T　辐射照射随机效应的概率不仅依赖于吸收剂量，而且与产生此吸收剂量的辐射类型和能量有关。为计及这一事实，吸收剂量可用一个与辐射品质有关的因数加权，称为辐射权重因数，用以考虑不同类型（能量）辐射对健康的相对危害效应。在辐射防护中，某一组织或器官的吸收剂量的平均值（而不是某一点上的剂量），并按辐射权重因数加权，加权后的吸收剂量是在严格意义上的剂量，称为在组织或器官中的当量剂量。

组织或器官 T 的当量剂量，可用辐射权重因数加权后的组织或器官 T 的平均吸收剂量表示为

$$H_T = \sum_R W_R D_{T,R}$$

式中 $D_{T,R}$ 为按某组织或器官 T 受到来自辐射 R 的吸收剂量的平均值。当量剂量的单位为 J/kg，专用单位为希沃特（Sv）。求和是对组织或器官 T 受到的各种辐射进行的。

有效剂量 E　随机效应的概率与当量剂量的关系还与受照组织或器官有关。因此定义一个由当量剂量导出的量，以表示几种不同组织受到不同剂量照射时某种意义上的综合，使之能大概与总的随机效应对应。对组织或器官 T 的当量剂量的加权因数 W_T 称为组织权重因数，用以考虑不同器官或组织对发生辐射随机性效应的不同敏感性。它反映了在全身均匀受照下各组织或器官对总危害的相对贡献。

有效剂量 E 即为体内所有受照组织与器官用 W_T 加权后的当量剂量之和，即

$$E = \sum_T W_T H_T$$

式中 H_T 为组织或器官 T 的当量剂量；W_T 为该组织或器官 T 的组织权重因数。求和是对受照的各个组织或器官进行的。有效剂量的单位是 J/kg，专用单位名称为希沃特（Sv）。

集体有效剂量 S　从给定源在给定时间间隔 ΔT 内在个人有效剂量 E_1 和 E_2 之间的集体有效剂量定义为

$$S(E_1, E_2, \Delta T) = \int_{E_1}^{E_2} E\left[\frac{dN}{dE}\right]_{\Delta T} dE$$

它可以近似为

$$S = \sum_i E_i N_i$$

式中 E_i 是某一亚组的平均有效剂量；N_i 是该亚组的人数。通常均应指明有效剂量求和的时间间隔和人数。集体有效剂量的单位是人・Sv。

剂量负担 $H_{C,T}$ 或 E_C　由于某一决策或实践，使特定群体受到持续性照射造成的人均剂量率（H_T 或 E）在无限长时间内的积分，即

$$H_{C,T} = \int_0^{\infty} \dot{H}_T(t)\,dt$$

或

$$E_C = \int_0^{\infty} \dot{E}(t)\,dt$$

剂量负担（$H_{C,T}$ 或 E_C）是一种计算工具，可对全世界居民进行估算，也可对某一关键群体进行估算。

剂量当量 H　国际辐射单位与测量委员会 ICRU 使用的量，组织中某点处的剂量当量定义为

$$H = DQN$$

式中 D 为该点处的吸收剂量；Q 为辐射的品质因数；N 为其他修正因数。常用的剂量当量包括周围剂量当量、定向剂量当量和个人剂量当量。

（1）周围剂量当量 $H^*(d)$。在辐射防护监测中用于强贯穿辐射外照射监测的运行实用辐射量。辐射场中某一点的周围剂量当量 $H^*(d)$ 是该点相应的齐向扩展场在 ICRU

球内，逆向齐向场方向的半径上、深度为 d 处产生的剂量当量。周围剂量当量的单位是 J/kg，专用单位名称为希沃特（Sv）。这是一个有受体的表征辐射场性质的辐射量。ICRU 建议，对强贯穿辐射，d 为 10mm；而对弱贯穿辐射 d 为 0.07mm。ICRU 球是由密度为 $1g/cm^3$ 的组织等效材料做成的直径为 30cm 的球。材料成分（按质量百分比）为氧 76.2%，碳 11.1%，氢 10.1%，氮 2.6%。$H^*(10)$ 致能反映处于该处的人体所受的有效剂量。对于 X 射线和 γ 辐射，测定的 $H^*(10)$ 只能用于安排、指导和控制工作人员的操作，而个人剂量仍以个人剂量计的测量为准。原则上，一个具有各向同性响应的探测器，若用 $H^*(10)$ 刻度过，即可在任一均匀的辐射场中用来测定周围剂量当量。

（2）定向剂量当量 $H'(d, \Omega)$。辐射场中某一点的定向剂量当量 $H'(d, \Omega)$ 是该点相应的扩展场在 ICRU 球内指定方向 Ω 的半径上，深度为 d 处产生的剂量当量。ICRU 规定，对于弱贯穿辐射，$d=0.07$mm，而指定方向 Ω 可以用逆向入射场的半径与指定方向半径的夹角 α 表示。对于正向照射（AP 几何条件），$\alpha=0$，定向剂量当量 $H'(0.07, 0)$ 可以写作 $H'(0.07)$。它反映了与皮肤垂直方向为指定方向的皮肤可能受到的剂量当量。定向剂量当量的单位是 J/kg，专用单位名称为希沃特（Sv）。如果一个探测器能够确定一个与指定方向垂直并由组织等效材料组成的平板内深度为 0.07mm 处的剂量当量，则该探测器就可以测量定向剂量当量 $H'(0.07)$。$H'(0.07, \alpha)$ 是有方向的，同一点不同方向的定向剂量当量可能不同，所以测量结果要标明参考点位置和参考方向。

（3）个人剂量当量 $H_p(d)$。用于个人外照射监测的运行实用量。个人剂量当量 $H_p(d)$ 是指身体上指定点下面深度为 d 处的软组织的剂量当量。对于强贯穿辐射 d 取 10mm，而对弱贯穿辐射 d 取 0.07mm，通常能分别反映器官和皮肤剂量。个人剂量当量的单位是 J/kg，专用单位名称为希沃特（Sv）。$H_p(d)$ 可用佩戴在体表的个人剂量计测定，剂量计的探测元件应覆盖适当厚度的组织等效材料。个人剂量计要采用 ICRU 推荐的体模进行刻度。

参考书目

ICRU Report 39. Determination of Dose Equivalent Resulting from External Radiation Sources. Bethesda, Maryland, 1985.

fushe pingbi

辐射屏蔽　(radiation shielding)　利用射线与屏蔽材料的作用来降低某一区域的辐射水平，从而减少人体或材料受照量的一种辐射防护技术。

辐射与物质的作用　在核电厂中，辐射屏蔽的主要对象是射线（γ 光子）和中子。γ 光子在通过屏蔽体时主要通过光电效应、康普顿散射和电子对形成等过程把能量传递给屏蔽体而被减弱或吸收。光电效应是光子把全部能量传给电子，使电子从原子的束缚中释放出来，这对低能 γ 光子（能量小于几百千电子伏特的 γ 光子）的吸收起主要作用。康普顿散射是光子与自由电子碰撞，把部分能量传给电子，同时改变自己的方向和能量，对降低中能 γ 光子（能量在几百千电子伏特和几兆电子伏特之间）的能量起主要作用。电子对形成是 γ 光子与原子核发生相互作用，γ 光子完全湮没，其能量转换成一对正负电子的质量和动能及反冲核的动能，对高能 γ 光子（能量大于几兆电子伏特）的吸收起主要作用。

中子进入屏蔽体，多数情况是通过弹性散射和非弹性散射将其能量传递给屏蔽物质，慢化成热中子或超热中子，然后通过辐射俘获等过程被物质吸收。弹性散射是中子和屏蔽物质的原子核发生弹性碰撞（质心系），把部分或全部能量（取决于中子与原子核碰撞前各自运动方向的夹角）传给反冲核，同时改变自己的能量和运动方向。反冲核的质量越小，一次碰撞的中子平均损失能量越多。对能量为 2MeV 的快中子与氢核平均碰撞 18 次就可以慢化成热中子；2MeV 的快中子与铅核碰撞则大约需要 2000 次才能慢化成热中子。非弹性散射与弹性散射不同点在于反冲核除得到动能外，其本身还处于激发态，并通过放出 γ 光子而回到基态。非弹性散射发生的概率随中子能量和屏蔽物质原子序数的增加而增加。一次非弹性散射可以把相当多的能量传给反冲核，所以非弹性散射是快中子（能量大于 1MeV）减速的主要过程。辐射俘获反应（n，γ）是中子被屏蔽物质吸收的最后一个过程。大多数核素都易与热中子发生（n，γ）反应，少数核素还易与超热中子发生共振吸收反应。

屏蔽设计　依据辐射源的类型和活度，选择屏蔽体材料和形状，通过计算分析确定屏蔽体的厚度，使关注点的辐射水平不大于限定的目标值。

核电厂辐射源　主要是反应堆、受辐照时的反应堆冷却剂、乏燃料元件和放射性废物。反应堆在运行时将产生 γ 射线和中子。γ 射线主要是核裂变时放出的瞬发 γ 射线和裂变产物衰变时放出的 γ 射线；此外，还有堆内材料的热中子俘获和快中子非弹性散射产生的 γ 射线、非裂变反应产物和活化产物的 γ 射线，以及湮没辐射和韧致辐射等。中子主要是裂变时产生的中子；此外，还有缓发中子（活化产物衰变放出的中子）和光激中子等。一个发电能力为 1000MW 的反应堆，在满功率运行时，γ 射线能量发射率接近 10^{21} MeV/s，中子发射率约为 10^{20} n/s。停堆后，堆芯内中子数迅速衰减，但裂变产物和活化产物的 γ 射线仍可达 10^{20} MeV/s。反应堆冷却剂中的辐射源，在反应堆运行时主要是冷却剂水中 ^{16}O 经过堆芯受快中子照射发生（n，p）反应产生半衰期为 7.13s 的高能 γ 放射性核素 ^{16}N，在停堆时主要是从破损燃料元件泄入冷却剂中裂变产物，以及结构材料腐蚀进入冷却剂和冷却剂中杂质经过堆芯被中子活化的产物的 γ 射线，其放射性浓度可达 4×10^8 Bq/L（约 10^{-2} Ci/L）。存放在乏燃料储存池内乏燃料组件中的裂变产物因衰变多日，其活度大约相当于堆芯的 5%。

关注点的辐射水平　为了工作人员的健康，应根据工作人员接近辐射源的频率和时间，确定各个关注点不同的辐射水平，分区进行屏蔽（见核电厂辐射分区）。为了防止设备的辐照损伤，防止材料的活化和保持屏蔽体的稳定性，应根据材料的特性和使用要求确定其辐射水平。

屏蔽材料选择　核电厂屏蔽材料应具有以下特性：①密度大，可以有效地吸收 γ 射线，同时还可以通过非弹性散射把快中子慢化下来；②含有足够多的氢，可以有效地把非弹性散射阈值以下的中子慢化为热中子；③要有足够的机械强度、机械稳定性、热稳定性和化学稳定性；④价格低廉，容

易加工和建造。通常需要几种材料混合使用才能满足这些要求。在核电厂中常用的屏蔽材料为钢、水、混凝土（包括含有结晶水或硼的重金属骨料的混凝土），局部地方也选用铅或含硼材料等。

屏蔽计算　计算 γ 射线在屏蔽体内的减弱通常使用点核技术和积累因子。对于无限大均匀介质中的单能各向同性点源，在距离源 R 处的注量率 φ（R）计算式为

$$\varphi(R)=BS_0\ \frac{e^{-\mu R}}{4\pi R^2}$$

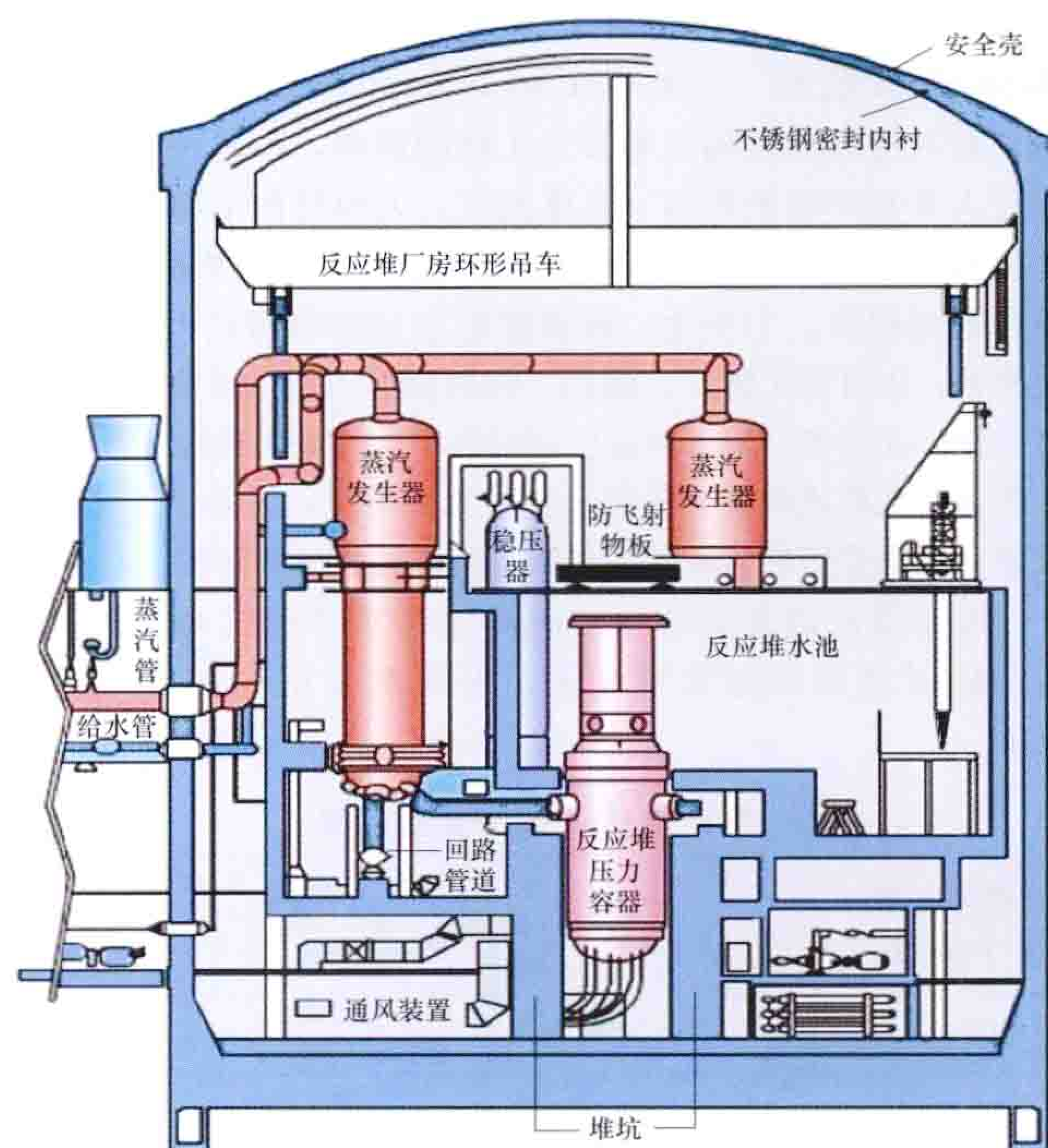
式中 S_0 为源的 γ 光子发射率（γ 光子/s）；μ 为屏蔽材料的线减弱系数，cm^{-1}；B 为考虑散射光子的贡献而引入的积累因子，它是 γ 光子能量、屏蔽物质的原子序数及其厚度的函数。对于不同形状的源，可以把它分为若干小的体元，每个体元近似为一个点源，然后对整个体积积分。很多屏蔽手册都给出了这种积分的结果，可以直接用来计算不同形状源的 γ 射线在屏蔽体内的减弱。

对于含氢材料的屏蔽体，常用分出扩散法计算快中子的减弱和热中子在屏蔽体内的分布。试验表明，当屏蔽体内有足够的氢（约 $6g/cm^2$ 的氢或者约 50cm 的水）时，裂变中子在其中的减弱近似遵守指数规律。这可以认为经散射而降低能量并改变方向的中子从快中子束中分出去了，所以这种减弱截面被称为分出截面。被分出的中子将进入扩散过程，可按扩散理论来计算热中子在屏蔽体中的分布。

中子在屏蔽体中被吸收的同时往往产生新的 γ 光子，称为二次 γ 射线，因此屏蔽体内中子和 γ 光子分布的计算是密切相关的。计算机技术的发展使人们可以用数值方法来求解中子或 γ 光子在屏蔽体中的输运问题。这里有两种途径：一种是宏观途径，即求解波尔兹曼方程，所用的方法有矩方法、球谐函数法、离散纵标法、数值积分法、不变量嵌入法等。另一种是微观途径，即蒙特卡罗法，它描述个别粒子通过屏蔽体直到被吸收或穿透出去的过程，只要采样的数量足够大，就可以准确地描述中子或 γ 光子在屏蔽体内的输运过程。离散纵标法（Sn）和蒙特卡罗法在工程设计中应用广泛。

核电厂内的屏蔽　反应堆厂房的屏蔽一般采用反应堆本体屏蔽（一次屏蔽）和反应堆冷却剂系统屏蔽（二次屏蔽）两级屏蔽方案。以压水堆核电厂为例，在反应堆周围布置的是反应堆冷却剂系统的管道和设备（2～4 个泵和压水堆蒸汽发生器、稳压器和阀门等），当反应堆运行时，反应堆回路冷却剂流经这些管道和设备有较强的放射性，工作人员是不可接近的。堆本体的中子屏蔽设计主要是防止这些设备的活化，γ 屏蔽设计主要保证在停堆后堆本体屏蔽体外来自反应堆内的辐射水平低于来自这些管道和设备的辐射水平。反应堆冷却剂系统的屏蔽为保护工作人员的健康，降低反应堆厂房周围环境的 γ 辐射水平。反应堆厂房一次和二次屏蔽示意见图。

反应堆本体屏蔽　由压力容器内的多重钢、水屏蔽和压力容器外周围厚约 2m 的环形混凝土墙构成的。多重钢、水屏蔽分别是堆芯隔板、堆芯筒体、热屏蔽、压力容器及其中间的水层构成的。这些屏蔽除了具有安全防护的目的外，还有一些工程上的考虑，如热屏蔽可用来保护压力容器的机械性能，不致因过量的中子照射而变坏；降低混凝土中的发热，以及防止一次屏蔽外设备的活化等。



反应堆厂房一次和二次屏蔽示意图

反应堆冷却剂系统屏蔽　包括反应堆冷却剂系统四周的环形吊车承重墙及其上面的水泥操作地板，也有把安全壳的混凝土结构算做二次屏蔽的。二次屏蔽的目的就是把厂房内的辐射减弱到安全水平，使工作人员在反应堆满功率运行时，人们可以在安全壳外正常地进行工作，并当堆芯熔化，大量放射性物质进入安全壳时保护周围公众免受过量照射。

乏燃料储运屏蔽是由卸料腔和储存水池的水、卸料腔、运输通道和储存水池的墙和乏燃料运输容器构成的。卸料时反应堆容器上部空间（卸料腔）充水，水层厚度可保证从堆芯提出乏燃料组件时水面的 γ 射线照射率不大于规定值。卸出的乏燃料组件经连通安全壳和燃料储存水池的运输通道进入储存厂房储存。经过一定时间后，在水下装入运输容器送往储存库或后处理厂。

辅助厂房内布置着化学和容积控制系统、堆安全、一次冷却剂净化、硼酸浓缩及废物处理等，辐射水平差别很大。屏蔽设计的目的是为了保证工作人员可在其附近从事必要的操作和维护工作。各个工作场所的辐射水平按工作人员在那里的停留时间和分区管理原则来确定。（见核电厂辐射分区）

屏蔽设计优化　针对辐射场的特点，通过选用几种合适的屏蔽体材料、厚度及分层组合，可以获得良好的辐射屏蔽效果，达到屏蔽体体积小、质量轻的目的，同时还要考虑结构稳定性好和建造成本低的因素。对于具有快中子、热中子和 γ 射线辐射的反应堆屏蔽，在屏蔽体前端应优先考虑将快中子慢化成热中子的材料，中部侧重考虑吸收热中子的材料，后端主要考虑 γ 射线的材料。核电厂反应堆厂房采用两级屏蔽的方案也体现了屏蔽设计优化的思想。核电厂大修期间人员进入辐射水平高的部位检修设备，采用可移动的局部屏蔽也是优化设计的体现。

参考书目

J. Kenneth Shultis, Richard E. Faw. Radiation Shielding. Prentice Hall PTR, 2000.

fushe shengwu xiaoying

辐射生物效应 (radiation biological effects) 电离辐射对受到照射的人和其他生物的影响，由此评估电离辐射对人类和环境的影响。具体而言，人和其他生物体受到电离辐射照射后，会导致组织和器官出现功能或结构的变化、损伤甚至损害。①变化。辐射照射引起的轻微的改变，其可能有害，也可能无害。②损伤。辐射照射引起的某种程度的有害变化。③损害。辐射照射引起的临床上可观察到的有害效应。④危害。人群或种群组暴露于辐射源的结果，它是一个多维的概念，是指受照群体及其后代所经历的总的健康伤害。

辐射效应的基础是辐射的剂量-效应依赖关系，辐射效应与辐射照射剂量紧密相关，不同剂量所致的健康后果见表。

不同剂量所致的健康后果

受照剂量(mGy)	健 康 后 果
3000～5000	50%的受照者未经治疗时，在30～60天死亡
1000	10%～25%的人发生急性放射病
500	约5%的人出现症状
200	小剂量照射上限值
100	大于100mGy时可观察到辐射致癌危险的增加

辐射效应还和许多因素相关，如传能线密度（LET）的高低、剂量率的大小、照射部位和照射野的大小及分布，以及细胞和组织的辐射敏感性等。

辐射生物效应分类 根据出现辐射生物效应个体的不同，分为躯体效应和遗传效应。躯体效应是指受照者个体身上出现的辐射效应。胚胎或胎儿在母体内受到照射，其后发生的辐射效应是特殊的躯体效应。遗传效应是指表现在受照者后代身上的辐射效应。尽管辐射照射在动物身上可以引起遗传效应，但是尚没有人类双亲受照导致后代遗传疾病增加的直接证据，人们过去高估了遗传危险。

根据辐射效应和受照剂量的关系，又分为组织反应（也称为确定效应）和随机效应。组织反应是有受照剂量阈值特征的细胞群损伤，损伤的严重程度随受照剂量的增加而加重。从放射防护角度看随机效应，是假设不存在受照剂量阈值的辐射效应，它的发生概率与受照剂量成比例关系。辐射致癌和遗传效应均为随机效应。

组织反应 组织或器官受到超过一定剂量的照射会导致细胞因子的释放和细胞丢失，关键细胞群的辐射损伤超过一定量并持续一定时间，就会有临床表现。这样的效应以前称为确定效应，现在称为组织反应。

组织反应的特点是具有受照剂量阈值，辐射效应的严重程度随受照剂量的增加而加重。小于100mGy的照射，无论是单次急性照射，还是慢性小剂量照射，均不可能导致组织反应。

核与辐射事件或事故时，人体短时间内可能受到较高剂量照射，当受照后出现呕吐，或受照后48h淋巴细胞计数降至1.0×10^9/L以下时，预示受照剂量可能大于1Gy，有可能发生急性放射病。再高的受照剂量，将引起更严重的辐射损伤。

随机效应 主要指辐射致癌效应。辐射致癌的人类证据主要来自中、高剂量受照人群的长期流行病学观察，自1950年开始的日本广岛和长崎原子弹爆炸幸存者的寿命研究，自20世纪30年代开始的多群体过量医疗外照射和内照射人群的跟踪研究，铀矿工氡致肺癌的辐射流行病学调查，苏联切尔诺贝利核电厂事故受照人群、各国核工业群体的辐射流行病学研究，以及居民室内氡与肺癌的流行病学研究。国际放射防护委员会（ICRP）等国际组织关注这些研究成果，以此作为制定辐射防护标准的依据。联合国原子辐射影响科学委员会（UNSCEAR）逐年评述辐射对人类致癌效应的流行病学研究成果。

电离辐射能诱发除慢性淋巴细胞白血病外的人类所有类型白血病，外照射可致女性乳腺癌，氡致肺癌发病率提高，外照射可致肺癌，镭摄入可致骨肉瘤，钍和钚摄入的内照射可致肝癌，外照射可致皮肤癌（除恶性黑色素瘤外），放射性碘（^{131}I）的摄入致儿童甲状腺癌发病率增加。一些研究发现，受照人群中膀胱癌、食管癌和结肠癌发病率也有升高。

辐射流行病学研究揭示，中、高剂量受照人群非癌症疾病（如心脑血管疾病）发病率也有所增加。

居室高氡暴露致肺癌是居民也需要关注的辐射致癌问题。世界卫生组织（WHO）于2009年估计，3%～14%的肺癌是由氡照射引发的。

胎儿受照射的效应 器官形成期的胎儿对电离辐射特别敏感，应尽量避免胎儿照射。医疗机构应依法尽到对育龄妇女医疗照射风险的告知义务。远低于100mGy的宫内照射不会导致胎儿畸形。大多数的放射学诊断和核医学检查程序都低于致胎儿畸形的受照剂量阈值。3次骨盆CT扫描，或者20次一般的腹部或骨盆X射线诊断照射，胎儿受照剂量都不可能到100mGy。小于此阈值的辐射照射不是终止妊娠的理由。

切尔诺贝利核电厂事故的辐射效应 1986年4月26日，苏联乌克兰境内的切尔诺贝利核电厂发生人类历史上最严重的核电厂事故，提供了人类辐射效应重要的证据。

20年后，联合国原子辐射影响科学委员会（UNSCEAR）对切尔诺贝利核电厂事故人类辐射效应的主要结论包括：①在134名急性放射病患者中，除事故后3个月内死亡的28人外，1987～2006年间死亡的19人，其死亡原因多种多样，似与辐射照射无直接关联。②在几十万应急工作人员和为恢复工作的抢修人员中，受到较高剂量照射的人群中观察到白血病和白内障发生率有增加的迹象，没有发现可归因于辐射照射的其他健康效应。③在白俄罗斯、乌克兰和俄罗斯受污染较严重的4个地区，受照儿童和幼儿的甲状腺癌增加。④对于受照剂量较小和略高于天然本底辐射的居民，UNSCEAR不主张用高剂量受照人群算出的危险模型推算和预估受到低剂量照射居民的危险，因为这种预估所带来的不确定度是完全不能接受的。

非人类物种的辐射效应 电离辐射对人类带来危险的同时，也会危害非人类物种。动物和植物对电离辐射敏感性远低于人类，且敏感性范围很宽。动物中哺乳动物最敏感，顺次为鸟类、鱼类、爬行动物和昆虫。就哺乳动物来说，当自然界小部分个体受到0.1mGy/h照射（约1000倍于天然本

底）时，无法证实群体水平上出现任何损害。

20世纪末，人们认识到应该从人类、生物和生态全面考虑，以遵循现代环境保护的公认原则。人类和非人类物种辐射防护的科学基础是相同的。为此，比照人类辐射防护体系的模式，国际放射防护委员会选择了陆地、海洋和两栖类12种动植物作为参考生物，建立非人类物种辐射效应评价框架，建立对非人类物种的辐射防护体系。只有预防了辐射对人类和所有生物的辐射效应，才会保持生物多样性和生态系统，从而保护人类和环境。

参考书目

国际放射防护委员会．国际放射防护委员会2007年建议书．潘自强，周永增，周平坤，等译．北京：原子能出版社，2008.

fuzhu kongzhidian

辅助控制点

（auxiliary control room） 为防备主控制室在特殊情况下（如主控制室由于火灾导致不可用）不能正常工作，而在核电厂中设置的用于应急操作的控制室。核安全法规规定，在核电厂中除设置主控制室外，还须增设辅助控制点。辅助控制点在电气上和实体上与主控制室互相隔离，并配备足够的监视和控制设备，以便在主控制室万一失去执行基本安全功能的能力时，能使反应堆停闭并将其保持在安全停堆状态，排出余热，监测核电厂的重要参数。

辅助控制点的安全功能监视操作相关的设备（包括常规设备和计算机化的工作站）能够承受安全停堆地震。辅助控制点设计时不考虑主控制室不可用的同时还伴有其他事故，但是在同时发生厂外电源丧失的情况下，辅助控制点依然可用。

规模　辅助控制点的规模大小不一，这取决于应急操作的功能要求和就地控制的可能性。小的只有一个操作盘台，其上可设置必要的应急停堆按钮和堆功率指示装置等；大的则有若干个操作盘台，可设应急停堆按钮和堆功率指示、与堆芯冷却有关的系统的操作和指示、应急堆芯冷却系统的操作和指示，以及应急柴油发电机组的起动操作和运行控制等。在此可以操作蒸汽发生器的给水、应急堆芯冷却、应急电源等系统，并可以使反应堆保持热停堆或冷停堆状态。辅助控制点的操作一般需要部分就地操作配合。对于采用全数字化技术的核电厂辅助控制点，既有同时设置常规操作和计算机化工作站的，也有只单独设置计算机化工作站的。田湾核电厂的辅助控制点除了设置计算机化工作站，还设置了较完整的常规控制盘台；而岭澳核电厂二期辅助控制点只设置了两个计算机化的操纵员工作站。不管是什么样规模的辅助控制点，用于主控制室和辅助控制点监控手段的切换设备是不可缺少的。这些切换设备确保正常运行时主控制室的监控不会受到辅助控制点的影响。同样，当核电厂的监控切换到辅助控制点后，核电厂主控制室的控制手段将被闭锁，主控制室此时将无法发出控制信号干扰辅助控制点对核电厂的监控。考虑辅助控制点的使用频率较低，为确保辅助控制点的相关监控设备能够在需要时即时投入使用，需要定期对辅助控制点的所有监控设备进行试验检查，定期试验的频率根据核电厂相关系统性能和特性确定，不同核电厂有不同的规定。

安全要求　辅助控制点是核电厂后备安全设施，在其设计上应考虑到下列几个方面：

（1）辅助控制点的安装位置应能满足实施反应堆停闭、余热导出、应急堆芯冷却系统和应急柴油发电机组的操作和控制，如可将其设置在电气厂房中。

（2）辅助控制点与主控制室之间应该具有电气和实体隔离，满足单一故障准则（见安全系统设计准则），以免共模故障使主控制室和辅助控制点同时失去执行基本安全功能的能力。当主控制室发生火灾事故时，不应影响到辅助控制点。

（3）辅助控制点本身的供电电源、信号及操作指令的设置，同样应遵循冗余性准则和电气实体隔离准则。

fuzhu (yingji) jishui xitong

辅助（应急）给水系统

（auxiliary/emergency feed-water system） 在压水堆蒸汽发生器主给水系统失效时向蒸汽发生器供水的设施。辅助（应急）给水系统是核电厂专设安全设施之一。其功能为：当主给水系统完全失效或发生失水事故、主蒸汽管线或给水管线破裂事故时，向蒸汽发生器供应足够的给水以导出堆芯的余热，直到反应堆冷却剂系统达到余热排出系统可投入的温度和压力条件。有些核电厂将该系统兼作主给水系统的后备系统，在核电厂起动、热备用和停堆时向蒸汽发生器供水；有些核电厂把辅助给水系统专门用于事故工况应急给水；有的核电厂（AP1000先进压水堆核电厂）不设置辅助给水系统，而用非能动堆芯冷却系统承担辅助给水系统的应急冷却功能，另设起动和停堆给水系统用于正常起动、热备用和停堆工况。

辅助（应急）给水系统须在能动部件单一故障（见安全系统设计准则）情况下仍不丧失其应有的功能。它通常设有两个系列或四个系列。采用两个系列的核电厂，每个系列并联设置一台100％能力的电动辅助给水泵（或2台50％能力的电动辅助给水泵）和一台100％能力的柴油机驱动或汽轮机驱动辅助给水泵。采用四个系列的核电厂，每个系列设置一台100％能力的电动给水泵。每台电动给水泵容量足以单独排出反应堆的全部余热。电动给水泵要由安全（应急）电源供电。给水泵的水源要求多样化，如凝结水箱、除氧器、除盐水箱、澄清水箱或水池等，且至少有一个水源的储箱需按抗震Ⅰ类设计，其容量可通过外部补水满足长期运行需要。各系列的给水泵及其原动机需满足抗地震和抗环境影响的要求，并分别布置在实体分隔的设备室内。辅助（应急）给水系统在发生假定的能动部件单一故障和反应堆处于热停堆的状态下应能运行一定时间，将反应堆冷却剂系统中的冷却剂温度降低至余热排出系统能投入工作的温度（约180℃）。系统属核安全2级。



gaijinxing qilengdui hedianchang

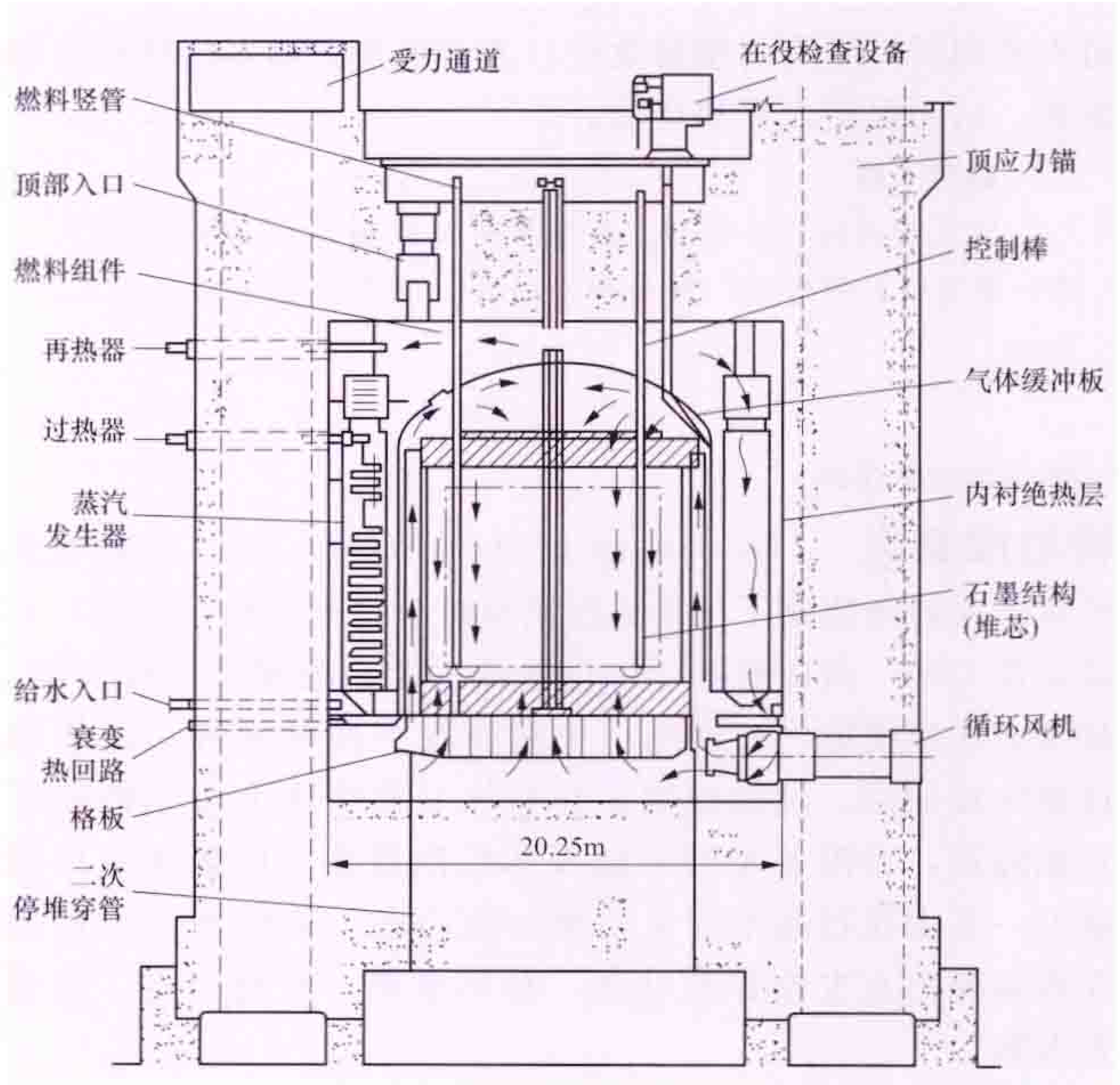
改进型气冷堆核电厂 （advanced gas-cooled reactor nuclear power plant） 改进型气冷堆采用石墨作为慢化剂和结构材料，低富集度二氧化铀为核燃料，不锈钢为燃料棒包壳的第二代石墨气冷堆核电厂。与镁诺克斯型反应堆（见石墨气冷堆核电厂）相比，改进型气冷堆的气体冷却剂出口温度提高到670℃左右，因此蒸汽发生器的蒸汽参数较高，可以直接配置常规火电汽轮机。典型改进型气冷堆的主要参数见表。1963年在英国温茨凯尔（Windscale）建造了电功率为28MW的原型堆，从1965年开始成批建造大型的改进型气冷堆。由于建造费用大、发电成本高，不能与轻水堆竞争，到20世纪70年代已停止建造。截至1998年底（1998年后，已不再建造改进型气冷堆），投运改进型气冷堆有14座，全为英国所有，总电功率8380MW，占全世界核电厂反应堆总数的3.2%，总电功率的2.4%。

典型改进型气冷堆的主要参数

核电厂名称	温茨凯尔（Windscale）	希舍姆-B（Heysham-B）	邓杰内斯-B（DugenessB）
商业运行时间	1963年3月	1988年7月	1985年4月
热功率（MW）	110	1555	1484
净电功率（MW）	28	615	520
堆芯尺寸，高/直径（m/m）	4.25/4.57	8.29/9.31	8.3/9.4
燃料形式	UO_2小柱体	UO_2束棒	UO_2束棒
燃料富集度（%）	2.5～3.5	2.11～2.77	1.93～2.95
燃料装量（t）	9	113	122.1
平均功率密度（MW/m^3）	1.60	2.76	2.58
燃料燃耗深度（MW·d/t）	20000	18000	18000
冷却剂压力（MPa）	1.96	4.27	3.36
冷却剂进/出口温度（℃）	260/460	292/635	276/673
汽轮机主汽门前蒸汽压力（MPa）		16	
汽轮机主汽门前蒸汽温度（℃）		538	
热效率（%）	30	40	41.8

结构 典型改进型气冷堆布置见图。堆芯、蒸汽发生器和循环风机布置在立式圆筒形预应力混凝土压力容器内，有一个隔热和冷却用的钢衬，保证混凝土的温度低于允许值。

堆芯由正六边形石墨堆砌的棱柱组成，周围用一个刚套加以固定，堆芯上下和四周安装石墨和钢屏蔽层以降低放射性水平，使检修人员能够进入压力容器内进行检查和维修。



典型改进型气冷堆布置

作为慢化剂的石墨砖均有上下贯穿的孔道，以便安放燃料棒，同时燃料棒孔道之间也有相应的孔道放置控制棒。停堆棒（或称为黑棒）由几个管状段连接在一起组成，内含质量比为4%的硼。其余结构类似的棒用于控制负荷，因为它们的中子吸收较弱，故称为灰棒。

石墨堆芯用气体缓冲围板的钢套固定，其作用是为石墨结构物提供冷却气体通道，低温二氧化碳气体进入气体缓冲围板内堆芯下部的通道里，大约30%的气体流量直接通向燃料管道入口，其余向上通过堆芯周围的环形空间。然后往下在燃料组件的石墨套筒和堆芯石墨砖之间的通道中流动，在燃料通道的入口处与直接进入燃料通道入口的气体混合。再进入气体流动的主要目的是冷却慢化剂石墨砖，但也冷却堆芯的其他部分，气体缓冲围板是为了形成再进入气体的流道，同时可防止再进入气体与热气体之间的热交换。

4台主蒸汽发生器设置在气体缓冲围板和压力容器内壁之间的环形空间内，它们是一次通过式直流蒸汽发生器，能产生过热蒸汽。这种结构可以减少压力容器贯穿管的数目。循环风机设置在蒸汽发生器下面。主蒸汽发生器下面设有一组排出衰变热用的蒸汽发生器，用于反应堆停堆时的冷却。

gailülun anquan fenxi

概率论安全分析 （probabilistic safety assessment） 把整个系统的失效概率通过结构的逻辑性推理与它的各个层次的子系统、部件及外界条件等的失效概率联系起来，从而找出各种事故发生的概率。也称概率安全分析。

概率安全分析是一种系统的、安全的数量分析方法，可以把安全有关信息（如事件发生频率、事故后果、设备可靠性、分析的不确定性等）数量化，总合进一个连贯的框架，从而提供一个核电厂安全的全面图景，揭露其中的薄弱环节，有利于实现总体平衡，优化资源配置，提高安全性和经济性。

概率安全分析以对事件树和故障树的分析为基础，最后得出各序列的失效概率。

事件树分析　建立事件树即进行功能模化，继初始事件之后，把各项与安全相关的功能按失效与否（及失效与成功的概率）逐级展开，就能得到一系列后果不同的事件序列。图1给出了压水堆核电厂失水事故的事件树，用以说明事件树的构造和用途。初始事件是一回路系统的主管道破裂，发生频率为 F_1，此事故进程中可能涉及系统或设备的电源、应急堆芯冷却系统、放射性裂变产物去除系统和安全壳等。假定每个系统或设备有有效与失效两个状态，对事件树的展开取双树杈状，上下树杈分别代表有效及失效（失效概率分别为 P_2、P_3、P_4 及 P_5）。按此例可产生16种潜在的事故序列，但根据事件树所涉及的各种功能的工程性质及各个功能间的依赖关系，可简化成为图1的形状。有些功能还可再细分，如对应急堆芯冷却系统，可再分为初期的注入阶段及后期的再循环阶段两种功能。考虑各项失效概率值很小，在计算事故频率时可省去 $(1-P_2)$、$(1-P_3)$ 等因子。

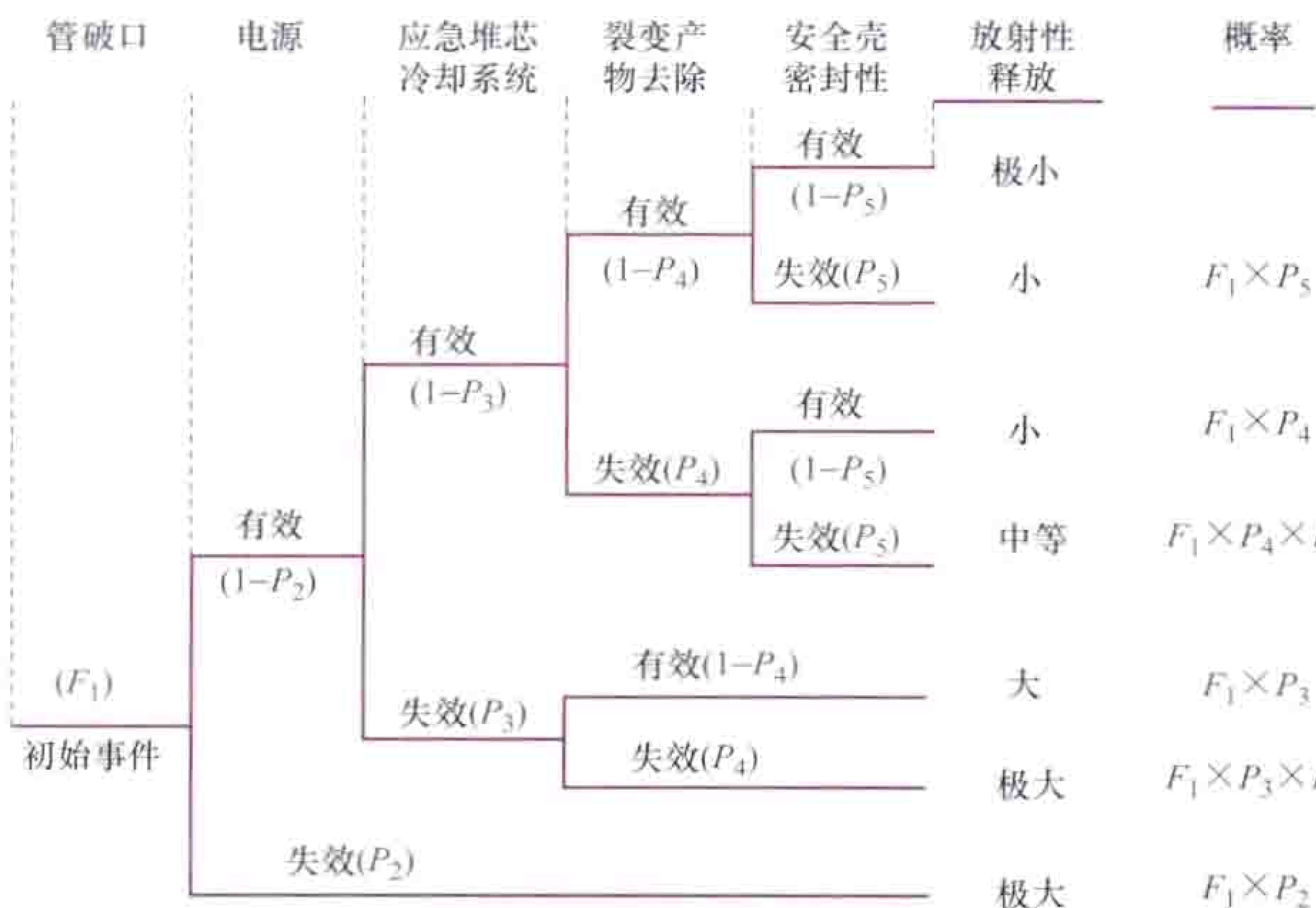


图1　压水堆核电厂失水事故的事件树

故障树分析　在此方法中，把系统失效作为分析目标，由此反推，寻找直接导致这一失效的全部因素，直至无需再深究其发生的因素为止。把系统失效称为顶事件，无需再深究的事件称为底事件，介于这两者之间的一切事件称为中间事件。在分析中，这些事件由相应的符号表示，并用适当的逻辑门把它们连接成倒置的树形图，从而得到描述系统失效的一系列部件失效模式的逻辑图，即故障树。图2给出了压水堆核电厂安全壳内，将冷却喷淋流量不足作为顶事件的故障树的头几级。该堆设置了两个冗余系统A及B，每个系统都可以单独提供全部喷淋用水。因此，发生上述顶事件的前提为两个系统必须同时失效，这种情况用逻辑符号“与门”表示，用它将第二级事件与顶事件相连接。在第三级事件中找到四种事件，每种事件都足以导致上述第二级事件，因此用“或门”与第二级事件相连接。用圆圈或菱形框表示的事件不需要进一步追溯原因，圆圈内的事件属于可以取得失效概率的事件，菱形框内的事件则属于一般性故障，由于其不太重要或缺乏资料停止追溯原因。在矩形框内的事件则属于必须向下追溯的事件。此图没有画出第三级以后的故障树。以故障树为工具可以进行定性及定量两方面的分析。在定性分析方面，往往可以找出某一关键性的子系统或部件，或找出控制全局的某一条事件链。在这类情况下，就可以考虑是否有必要添加冗余部件。在定量分析方面，可以通过运算得出系统的失效概率。这种方法的特点是，除了能分析组成系统的各个部件对系统失效概率的影响外，还可以考虑维修、环境和人为因素的影响，从而分析单一部件失效的影响和两个以上部件共因失效的影响。

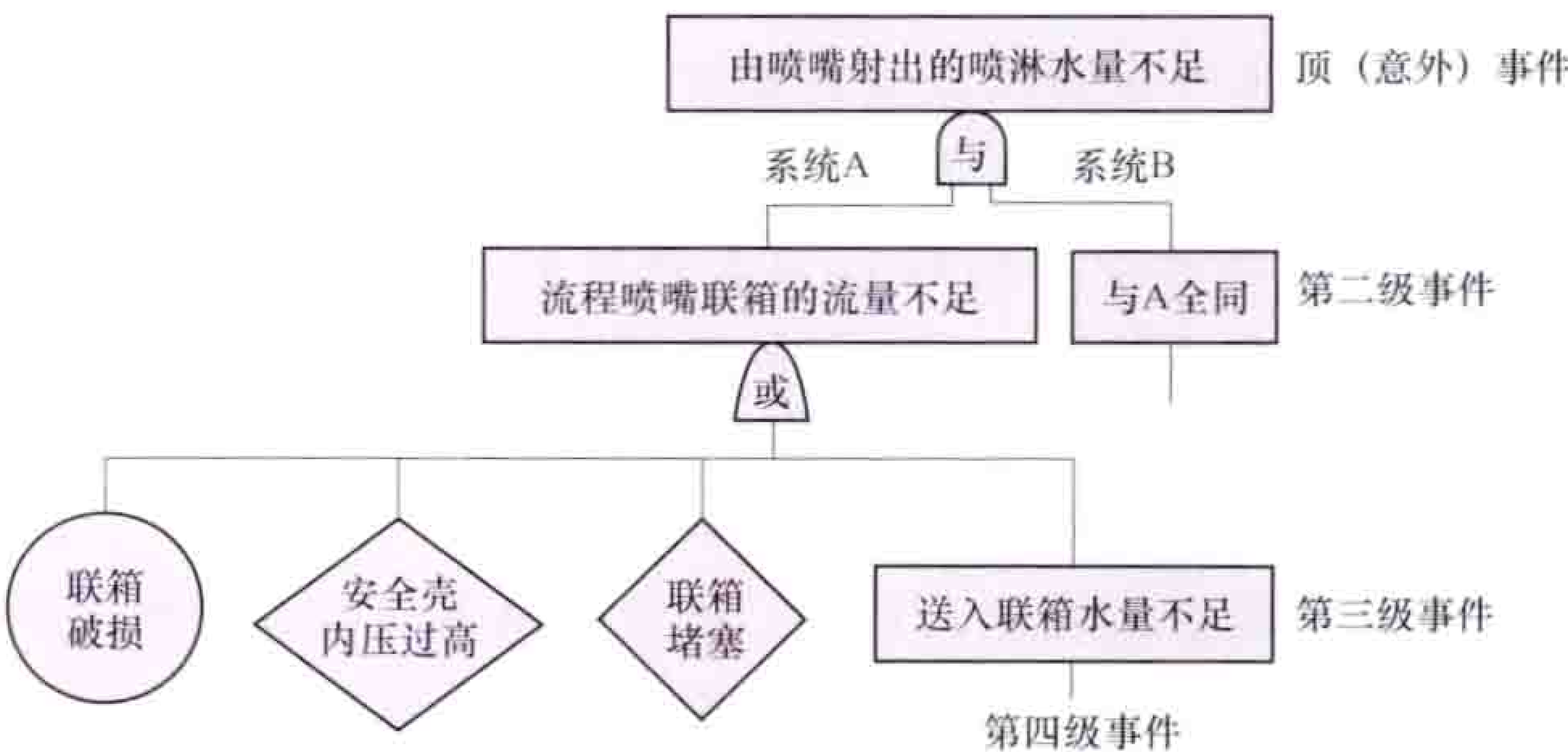


图2　压水堆核电厂安全壳喷淋流量不足事件的故障树

核电厂的概率安全分析通常是在3个级别上进行的。1级概率安全分析确定可导致堆芯损坏的事件序列及这些序列的估算频率，可对设计上的弱点及防止堆芯损坏的方法提供重要见解。2级概率安全分析确定核电厂可发生放射性物质释放的途径，并估计其数量和频率，能从放射性物质释放的严重性方面对造成堆芯损坏的各事故序列的相对重要性提供见解，并对改善事故处置的方法提供见解。3级概率安全分析估计公众健康风险和其他社会风险，并用诸如公众健康影响或土壤、空气、水，或食物的污染所表示的有害后果对事故预防和缓解措施的相对重要性提供见解。

从20世纪70年代起，概率安全分析方法有了很大的发展，WASH-1400、NUREG-1050、NUREG-1150在国际上被公认是概率安全分析在发展成熟过程中的里程碑。自1983年起美国用WASH-1400方法对严重事故源项进行了重新估算，制定了相应的对策，并提出了安全目标。概率安全分析技术已比较成熟，成为广泛应用的安全分析工具。

gaoshuiping fangshexing feiwu chuzhi

高水平放射性废物处置　(disposal of high level radioactive waste)　主要是乏燃料后处理产生的高水平放射性废液及其固化体、确定直接当作废物处置的乏燃料元件等高水平放射性废物（简称高放废物）的处置方法。对实行一次通过核燃料循环政策的国家，乏燃料组件是一种特殊的高放废物（见乏燃料处置）。高放废物分为高放废液和高放固体废物两类。高放废液的放射性浓度大于 4×10^{10} Bq/L。高放固体废物：第一类是核素半衰期大于5年，但小于或等

于30年，释热率大于2kW/m³或活度大于4×10^{11} Bq/kg；第二类是废物中的核素，其半衰期大于30年，释热率大于2kW/m³或活度大于4×10^{10} Bq/kg。高放废物的特点是放射性活度高、核素半衰期长、毒性大并且释热率高。高放废物在所有放射性废物中只占有很少的体积，却包含了99%的放射性。

高放废物处置方法　对于高放废物处置，曾经提出太空处置、深海沟处置、冰盖处置、岩石熔融处置、深钻孔处置等方案。经过多年的研究，普遍接受并且在技术和工程上可行的方案是深地质处置，即把高放废物埋在距离地表几百米甚至更深的稳定的地质体中，使之与人类的生存环境长期安全隔离。埋藏高放废物的地下工程设施为高放废物处置库。处置库一般为矿山式地下工程，包括竖井或斜井、主巷道、处置巷道、水平处置坑或垂直处置坑。处置库普遍采用包括天然屏障和工程屏障在内的多重屏障系统设计，根据地质条件的不同，可选择不同岩石为天然屏障，如花岗岩、黏土岩、凝灰岩和岩盐等，工程屏障包括废物体、废物罐、处置容器和缓冲回填材料。一般选择碳钢或铜作为处置容器材料，选择膨润土作为缓冲回填材料。

深地质处置的安全目标是，把经过整备的高放废物封隔在深部的地质处置库内，使之与生物圈长期隔离，以确保释放和迁移到生物圈的放射性核素对人类和环境的影响处于可接受的低水平，并防止人员无意闯入。

高放废物处置的主要工作　包括筛选和确定场址、概念设计和详细设计、建造地下实验室、开展示范处置、建库、运行、关闭和监控等阶段。

地质处置的主要研发工作包括选址和场址评价、工程设计和建造技术研究、放射性核素迁移研究和安全评价等。处置库的选址包括规划选址阶段、区域调查阶段、场址特性评价阶段和场址确认阶段。处置库的选址需要综合考虑地质条件、未来自然变化、水文地质、地球化学、建造和工程条件、人类活动、废物运输、环境保护、土地使用、社会影响及公众参与等10个方面的因素。处置库的设计需要考虑长期隔离高放废物的有效性、废物罐和缓冲回填材料的长期稳定性、地下工程的长期稳定性、废物的可回取性和处置库运行期间的辐射防护等。高放废物地质处置的安全评价期一般定为1万年。

高放废物处置地下实验室　地下实验室是开发高放废物地质处置库必不可少的关键设施，它在处置库开发过程中起着了解深部地质环境、获取深部岩石和水样品、开展工程尺度验证实验、考验工程屏障性能、开发施工和建造技术、优化工程设计方案、估算建库费用、进行示范处置、培训技术和管理人员、提高公众信心等重要作用。地下实验室包括普通地下实验室和特定场址地下实验室。高放废物处置普通地下实验室主要用于开发处置技术，与未来处置库场址的具体位置没有特定的联系。高放废物处置特定场址地下实验室建造在未来的处置库场址上，起着场址评价、技术开发、集成和验证安全评价技术等重要作用，并有可能逐步演变成真实的处置库。世界上已建的重要的地下实验室有瑞典的Aspo、瑞士的Grimsel和Mt. Terri、法国的Meuse/Haute Marne、比利时的URF、芬兰的ONKALO、德国的Gorleben、加拿大的URL和美国的ESF等。

高放废物处置进展　高放废物处置的费用一般由废物产生者负担。国防高放废物的处置费用由政府承担，商业核电厂产生的乏燃料和高放废物的处置费用一般从电费中提取，但提取的比例不一。

高放废物的安全处置受到国际组织和有关国家的高度关注。国际原子能机构成员国大会于1997年通过了《国际乏燃料安全与放射性废物安全公约》，明确条约签字国安全处理处置乏燃料和放射性废物的责任。各有核国家也均在国家层面上高度重视高放废物安全处置的工作。进展较快的国家有瑞典、芬兰、法国和美国。瑞典和芬兰已经分别确定Forsmark和Olkiluoto为处置库场址，法国已经确定Bure为处置库场址，美国于2002年确定尤卡山为处置库场址（但目前工作暂停）。

中国高放废物地质处置研究始于1985年，开展了选址和场址评价、地下实验室和处置库概念设计、工程屏障材料、放射性核素迁移、安全评价等研究。2003年，中国发布《中华人民共和国放射性污染防治法》，规定高水平放射性固体废物实行集中的深地质处置。2006年，国防科工委、科技部和国家环保总局联合发布《高放废物地质处置研究开发规划指南》，明确了深地质处置开发的主要技术路线和开发的总体设想，提出了在21世纪中叶建成中国高放废物地质处置库的目标。2007年，国务院批准《核电中长期发展规划（2005～2020年）》，明确提出2020年建成中国高放废物地质处置地下实验室的目标，从而使高放废物地质处置进入了新的阶段。2012年，国务院批准《核安全与放射性污染防治“十二五”规划及2020年远景目标》，进一步明确2020年建成中国高放废物地质处置地下实验室的目标。

gaowen qilengdui benti

高温气冷堆本体　(HTGR reactor complex)　由反应堆压力容器、陶瓷堆内构件、金属堆内构件、燃料元件、控制棒和吸收球停堆系统等部件组成的结构总称。高温气冷堆有球床高温气冷堆和棱柱状高温气冷堆两种堆型，其本体具有类似结构和形状，均具有圆柱状或圆环状的活性区、近似圆柱状外形的石墨反射层和可选的外围碳砖（统称为陶瓷堆内构件）、支承和约束陶瓷堆内构件的金属堆内构件和支撑金属堆内构件的反应堆压力容器。

反应堆压力容器　一回路系统压力边界的重要设备之一，也是金属堆内构件、陶瓷堆内构件、控制棒系统及吸收球停堆系统等部件的安装定位基准。早期大型高温气冷堆的反应堆压力容器（如德国的300MW原型钍高温气冷球床堆THTR和美国圣·符伦堡Fort St. Vrain），由于堆芯尺寸大，超出钢制压力容器的制造能力，多采用预应力钢筋混凝土加钢衬里的结构，并把蒸汽发生器、氦风机等部件布置在预应力混凝土结构中，形成一体化布置方案。在模块式高温气冷堆设计中，大多采用有利于余热散出的瘦长形堆芯，相应的钢制反应堆压力容器，以及反应堆与蒸汽发生器或氦气透平单元采用肩并肩的布置方式。钢制压力容器的尺寸在工业制造能力范围内，可减少现场的施工量。

陶瓷堆内构件　球床高温气冷堆的陶瓷堆内构件由中空的（圆柱形空腔或圆环状空腔）石墨堆内构件和可选的外围

碳砖堆内构件组成，外形近似为圆柱状。棱柱状高温气冷堆的陶瓷堆内构件，活性区和反射层区石墨组件在外形上相同，均为六角形棱柱状石墨块，活性区石墨组件除了有燃料元件的孔道和氦气冷却孔道外，还可能布置控制棒孔道。反射层区石墨组件具有除布置有控制棒孔道外，还布置了可选的氦气冷却孔道。（见高温气冷堆堆内构件）

金属堆内构件　采用高温合金，位于陶瓷堆内构件之外，起到约束、支撑陶瓷堆内构件，组织氦气流动、减少压力容器温度和辐照剂量的作用。（见高温气冷堆堆内构件）

燃料元件　采用全陶瓷型包覆颗粒燃料，即由弥散在石墨基体中的包覆颗粒构成，针对球床高温气冷堆做成球形，针对棱柱状高温气冷堆做成圆柱状密实体，再装入六角形棱柱状石墨块的孔道中。（见高温气冷堆燃料元件）

控制棒和吸收球停堆系统　控制棒系统是由电机驱动的棒状中子吸收体构成，可插入活性区或反射层中的孔道中，实现快速反应性控制、功率调节和紧急停堆。吸收球停堆系统配置大量的小颗粒状的含硼中子吸收体，在需要时可落入活性区或反射层中的孔道中，实现长期冷停堆（见高温气冷堆停堆系统）。

高温气冷堆的冷却剂流动路线如下：氦气经活性区加热后，流经耐高温的陶瓷堆内构件、热气导管和蒸汽发生器，经冷却后的氦气再经热气导管、堆内金属构件和陶瓷堆内构件的外围，流经活性区，形成闭环回路。

gaowen qilengdui duinei goujian

高温气冷堆堆内构件　（HTGR reactor internals）

由高温气冷堆堆芯活性区周围的陶瓷堆内构件及其之外的金属堆内构件组成。

陶瓷堆内构件　球床高温气冷堆陶瓷堆内构件由中空的（圆柱形空腔或圆环状空腔）石墨堆内构件和可选的外围碳砖堆内构件组成。外形近似为圆柱体，其主体为石墨反射层，外层可采用导热较差的碳砖，以降低事故后压力容器的温度，或碳砖中加硼，以降低压力容器的中子活化。有的设计方案没有碳砖。石墨和碳均属于耐高温的陶瓷材料，因此统称为陶瓷堆内构件。陶瓷堆内构件围成活性区，并构成球形燃料元件的流动通道和载热剂氦气的流道。在石墨侧反射层中还布置有控制棒导向孔道和吸收球孔道，由它们提供控制和停堆的反应性。

棱柱状高温气冷堆陶瓷堆内构件为六角形棱柱状石墨块堆砌的圆柱体，中心区域的石墨块有孔道，以安装包含包覆颗粒的圆柱形燃料密实体（又称为燃料组件），其他石墨块仅作为反射层。燃料组件随着换料是可更换的。反射层石墨块有些随着换料要更换，最外围的反射层石墨块不需更换。

石墨和碳所堆砌组成的结构除采用销、键和榫等连接结构以外，还必须用金属结构（金属堆内构件）在外部进行限位和支承，以保证陶瓷堆内构件的整体性和完整性。

金属堆内构件　主要由堆芯壳、支承滚柱、压块和管件等组成。其中最主要的是堆芯壳，它是介于陶瓷堆内构件和压力容器之间的层间结构，其主要作用是支承由石墨、碳砖和燃料元件组成的陶瓷堆内构件，并把由于机械、重力、热膨胀，以及由于地震力等各种条件产生的载荷通过榫、支承滚柱和各种限位键等结构传递给压力容器的筒身，保持陶瓷堆内构件的稳定。堆芯壳能减弱由堆芯来的中子及各种射线的作用，保护压力容器免受高强度辐照，起着类似压水堆中热屏蔽的作用。堆芯壳分流出入口流通的氦气，起着隔热的作用，在反应堆事故工况下承担由堆芯向外界环境传热路径的功能。

gaowen qilengdui hedianchang

高温气冷堆核电厂　（high temperature gas-cooled reactor nuclear power plant，HTGR NPP）

采用石墨慢化氦气冷却的高温气冷堆为动力源的核电厂。高温气冷堆采用耐高温的陶瓷型包覆颗粒燃料元件，用化学惰性和热工性能良好的氦气作为冷却剂，用耐高温的石墨作为慢化剂和堆芯结构材料。

发展简史　高温气冷堆是采用二氧化碳为冷却剂的气冷堆的进一步发展。1962 年，欧洲共同体在英国开始建造热功率为 20MW 的高温气冷试验堆——龙堆，于 1964 年 8 月首次临界，1966 年 4 月达到满功率运行。同时期，美国和德国也开始发展高温气冷堆技术。美国于 1967 年建成电功率为 40MW 的桃花谷实验高温气冷堆核电厂，1974 年 10 月退役。德国于 1967 年建成电功率为 15MW 的球床实验高温气冷堆核电厂，1974 年该堆氦气出口温度由 850℃ 提高到 950℃，成为世界上运行温度最高的核反应堆，1988 年停堆退役。美国后来建造了电功率为 315MW 的圣·符伦堡原型高温气冷堆核电厂，于 1976 年达到临界，1979 年并网运行，1989 年停堆退役。德国建造的电功率为 300MW 的原型钍高温气冷球床堆，于 1985 年 9 月建成达临界，1986 年 9 月达到满功率运行，1990 年关闭。

1981 年德国西门子公司、1984 年美国通用原子公司相继提出模块式高温气冷堆核电厂设计方案，以小型化、标准化和具有固有安全性为目标，把高温气冷堆核电厂的发展推向新阶段。此后全世界整个核电发展迟缓，至今尚未建成模块式高温气冷堆的示范核电厂。中国于 2000 年建成世界上第一座球床模块式高温气冷试验堆 HTR-10（见图 1）。核能领域国家重大科技专项支持在中国建设 20 万 kW 级模块式高温气冷堆核电厂示范工程，项目已于 2012 年 12 月 9 日正式开工建设。

进入 21 世纪，第四代核能系统国际论坛提出超高温气冷堆的概念。可采用已成熟的、具有固有安全性的模块式高温气冷堆，堆芯出口温度从 700～950℃提高到 1000℃，用于热化学法裂解水制氢等领域。推广工艺热应用是长期研究方向。

特点　①具有固有安全性。由于堆芯功率密度低，热容大，允许温升裕度大，即使在冷却剂全流失的极端情况下，堆芯余热也可依靠自然对流、热传导和辐射传出。同时冷却剂氦气是惰性气体，与结构材料相容性好，中子吸收截面小，难以活化，因此在正常运行时，氦气的放射性水平很低，有利于运行和维修。②燃料循环灵活，转换比高，燃耗深。铀燃料燃耗可高达 100GW·d/t。③热效率高。由于高温气冷堆出口温度高，可以产生高温、高压过热蒸汽，配以常规汽轮机组，效率可达 40%；还可采用超临界蒸汽循环，实现 44%的效率；如果采用高温氦气轮机直接循环，效率

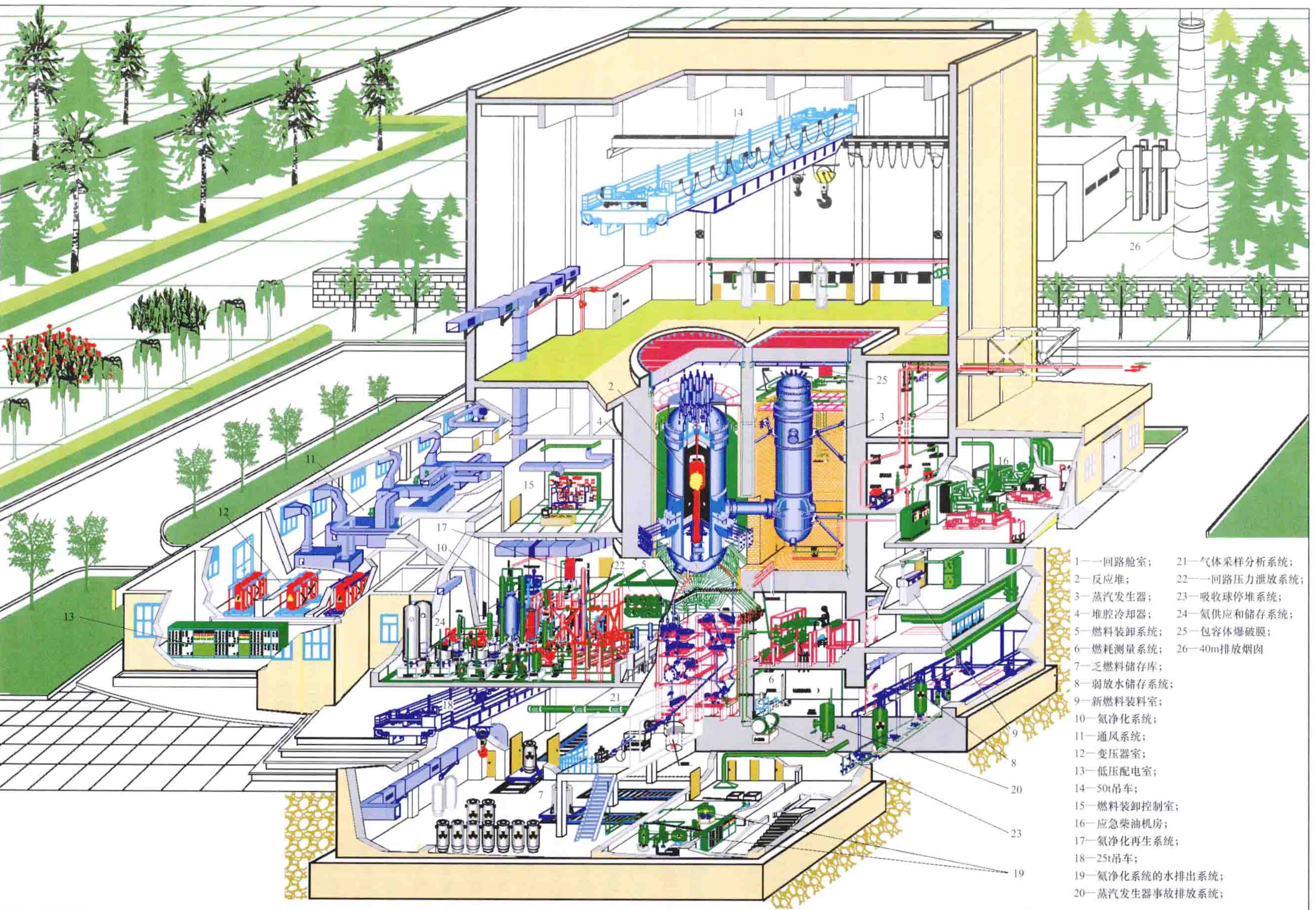


图1　10MW高温气冷实验堆（HTR-10）核岛剖视图

可提高到 50%～60%。④未来用途广泛。可提供直至 950℃ 的高温工艺气体和高品质蒸汽，可用于黑色金属生产、制氢、煤的气化和液化、氨和甲醇的生产，以及轻纺、海水淡化等工业。

核电厂组成 与其他核电厂一样，高温气冷堆核电厂由核岛、常规岛、配套设施三大部分组成。常规岛及配套设施基本上与压水堆类似，主要区别在于高温气冷堆产生高温过热蒸汽，可以采用与常规火电厂类似的汽轮发电机组。核岛包括：①反应堆。主要由包覆颗粒燃料组成的球形或棱柱状活性区、石墨反射层、金属堆内构件和反应堆压力容器构成。②反应堆一回路系统。由反应堆、蒸汽发生器，以及与它们连接的热气导管组成。③反应堆停堆系统。由控制棒系统和吸收球停堆系统构成。④辅助系统。包括燃料装卸系统，氦净化与氦辅助系统，一回路压力泄放系统，舱室冷却系统，气体、液体和固体废物处理系统，通风空调系统，仪表控制系统，厂用电系统等。

高温气冷堆结构 高温气冷堆采用包覆颗粒燃料和有利于余热散出的堆芯结构。

包覆颗粒燃料 以直径为 200～500μm 的氧化物或碳化物核燃料为芯核，外面包覆 2～3 层热解碳和碳化硅，包覆厚度为 150～200μm。包覆颗粒有两种类型：①早期的 BISO 颗粒。采用两层包覆层，内层是低密度的疏松热解碳层，用以储存裂变气体，外层是高密度的致密热解碳层，用以承受裂变气体的压力，包容裂变产物。②TRISO 颗粒。采用三个包覆层，即在疏松热解碳层外的两层致密热解碳之间加一层致密碳化硅层，还可防止金属裂变产物铯、锶、钡等的扩散迁移，对裂变产物包容性能更好。将包覆颗粒弥散在石墨基体中压制成球形或柱状燃料密实体，制成球形或棱柱状石墨燃料元件。（见高温气冷堆燃料元件）

堆芯结构 高温气冷堆堆芯有球床堆芯和棱柱状堆芯两种结构形式。

（1）球床堆芯。以德国设计的 HTR-MODUL 为例（见图 2），堆芯由球形燃料元件和石墨反射层组成。直径为 60mm 的球形燃料元件由堆顶部连续装入堆芯，同时从堆芯底部卸料管连续卸出燃料元件。卸出的燃料元件经过燃耗测量后，将尚未达到预定燃耗深度的燃料元件再次送回堆内使用。反应堆堆芯内装有约 36 万个燃料元件，燃料元件在堆内平均经过 15 次循环，在堆内平均停留时间约 1000 天。反应堆设有两套反应性控制和停堆系统，均在侧反射层内。第一套是控制棒系统，用于功率调节和反应堆热停堆；第二套是吸收球停堆系统，用于长期冷停堆。

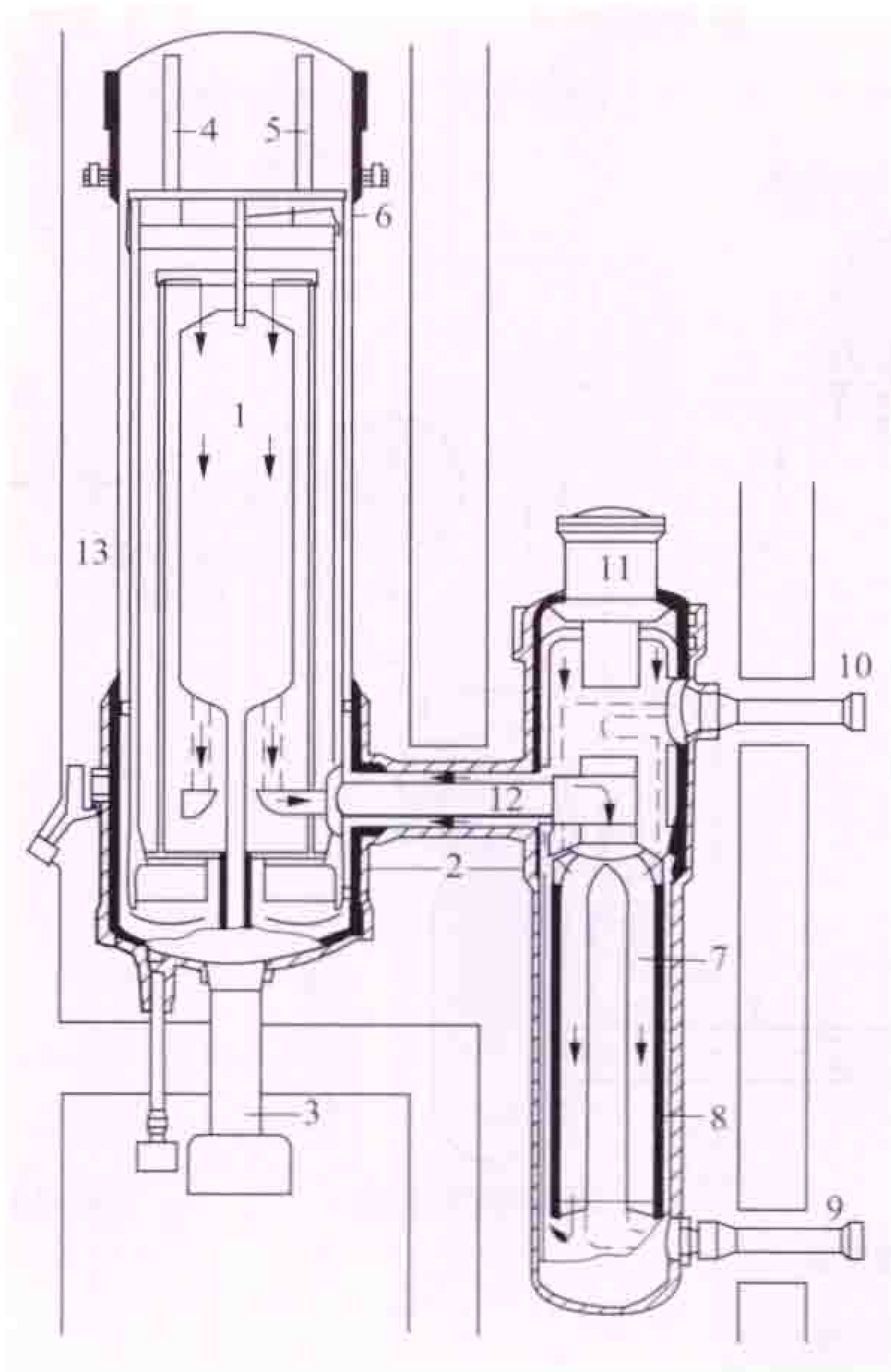


图 2 球床高温气冷堆

1—球床；2—压力容器；3—燃料元件卸出口；4—吸收球停堆系统；5—控制棒；6—燃料元件装载；7—蒸汽发生器管束；8—蒸汽发生器套筒；9—主给水管道；10—主蒸汽管道；11—主氦风机；12—热气管道；13—舱室冷却系统

球床堆芯的优点是：①球形燃料元件的设计和制造较为简单，技术成熟；②堆芯内可方便地混合装载不同类型的燃料元件，可采用不停堆装卸料和多次再循环，因而功率分布和燃料的燃耗深度都较均匀；③采用不停堆换料有利于提高堆的可用率；④燃耗较深。其缺点是：①为实现燃料多次循环而设置的燃料装卸系统比较复杂；②反射层更换较难，需采用寿命长、耐辐照的高品质石墨。

（2）棱柱状堆芯。以美国设计的 MHTGR-350 为例（见图 3）。反应堆的堆芯由六角形棱柱状石墨燃料元件和石墨反射层组成，每个棱柱状石墨燃料元件有 210 个燃料孔道，装填直径为 12.7mm、长为 75mm 的燃料密实体和 102 个直径为 15.9mm 的氦冷却剂孔道。未装燃料的石墨棱柱围绕活性区构成可以更换的内外径向和上下轴向反射层。永久性的反射层棱柱放在可以更换的石墨块外边。在外反射层中有 24 个控制棒孔道，用于正常运行和功率调节，内反射层中有 6 个中央控制棒孔道，用于长期停堆。此外，还设有后备停堆系统，可将含碳化硼吸收小球落入最内层的 12 个燃料元件的孔道内。此种棱柱状燃料元件采用停堆换料，类似压水堆的倒料方式来提高燃耗、展平功率。在停堆和检修时，可使用主换热回路载出余热，余热也可由安装在反应堆底部的停堆冷却系统排出。当主换热回路和停堆冷却系统不能工作时，余热也能通过空腔冷却系统排出，利用自然对流方式把余热载出到外部环境。

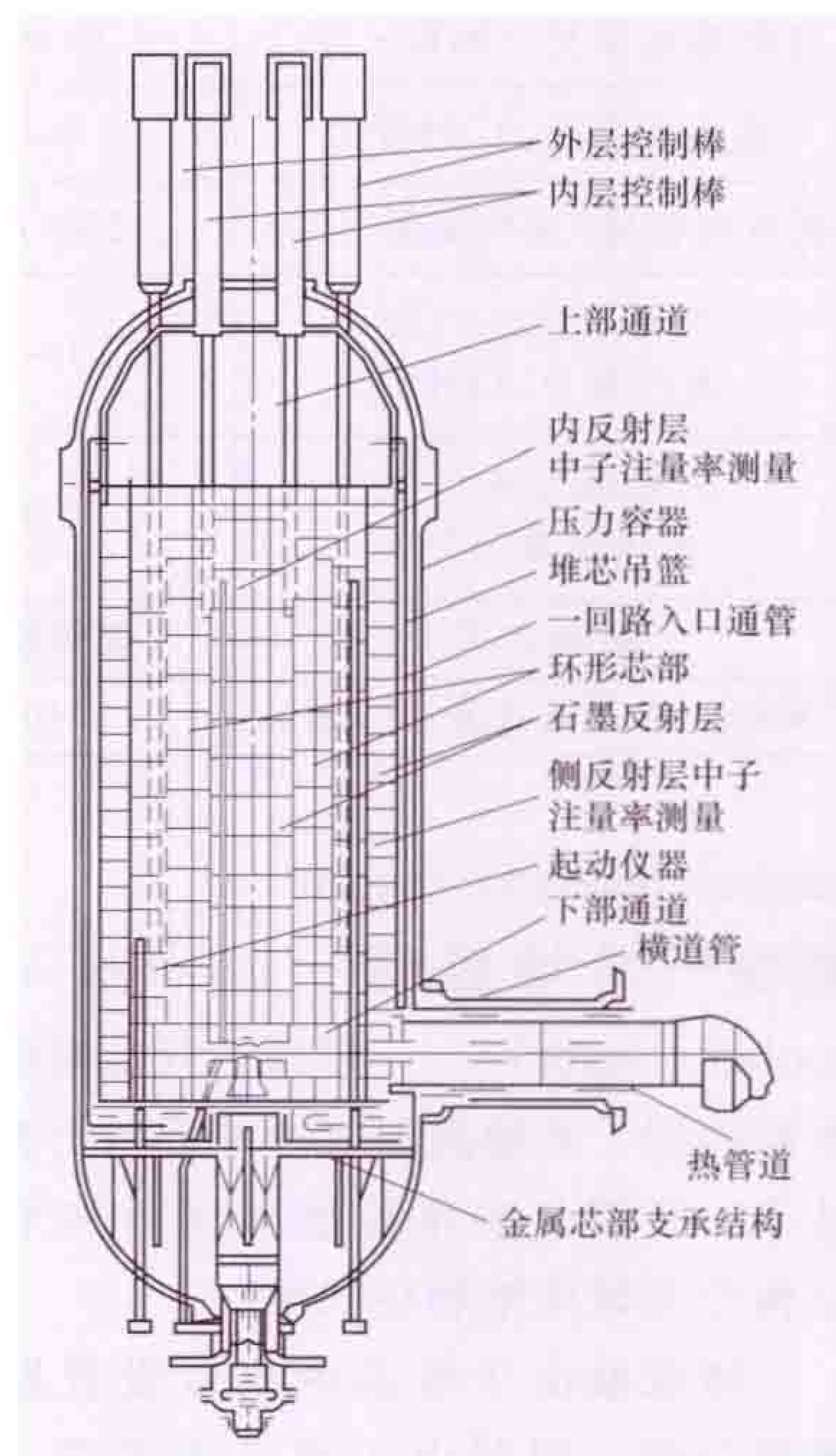


图 3 棱柱状高温气冷堆

棱柱状堆芯的优点是：①易做成环状活性区，有利于余热散出，因而在堆芯尺寸相同的情况下，环状活性区可比圆柱状活性区提高功率输出；②有固定的冷却剂流道，氦冷却剂在堆芯内的压力降较小，可减少循环风机的功率；③棱柱状堆芯的所有部件易于更换，因而对石墨品质（尤其是抗辐照性能）的要求比球床堆芯石墨的低；④停堆安全裕度大；⑤堆芯生产的石墨粉尘较少。其缺点是，为了降低堆芯轴向功率不均匀因子，需沿轴向装载不同含铀量的燃料元件，或采用更复杂的可燃毒物，这对一次通过式核燃料循环来说，中子经济性较差。

高温气冷堆的主要参数 高温气冷堆的主要参数见表。

高温气冷堆的主要参数（设计值）

类　型	球床堆 (HTR-MODULE)	球床堆 (HTR-PM)	棱柱状堆 (MHTGR-350)
热功率（MW）	200	250×2	350
电功率（MW）	78	210	134
热效率（%）	39	42	38
堆芯尺寸（高/直径，m/m）	9.6/3	11/3	7.93/1.65（内），3.49（外）
平均功率密度（MW/m^3）	3	3.2	5.9
燃料组分	二氧化铀	二氧化铀	碳化铀+钍
燃料装量（t）	2.5	2.9	1.73（铀）
燃料富集度（%）	7.8	8.5	19.9
卸料燃耗深度（MW·d/t）	80 000	90 000	92 200
氦冷却剂压力（MPa）	6.0	7.0	6.39
氦冷却剂进/出口温度（℃）	250/700	250/750	259/687
汽轮机主汽门前蒸汽压力（MPa）	17.0～19.0	13.2	17.1
汽轮机主汽门前蒸汽温度（℃）	530	566	542
换料方式	连续换料	连续换料	停堆换料
反射层石墨设计寿命（年）	40	40	3

gaowen qilengdui kongzhi

高温气冷堆控制

（control of high temperature gas-cooled reactor）　使高温气冷堆的功率与核电厂的输出功率相匹配，并使高温气冷堆的运行参数维持在规定范围内的技术。高温气冷堆按燃料元件和堆芯结构分为球床堆和柱状堆。

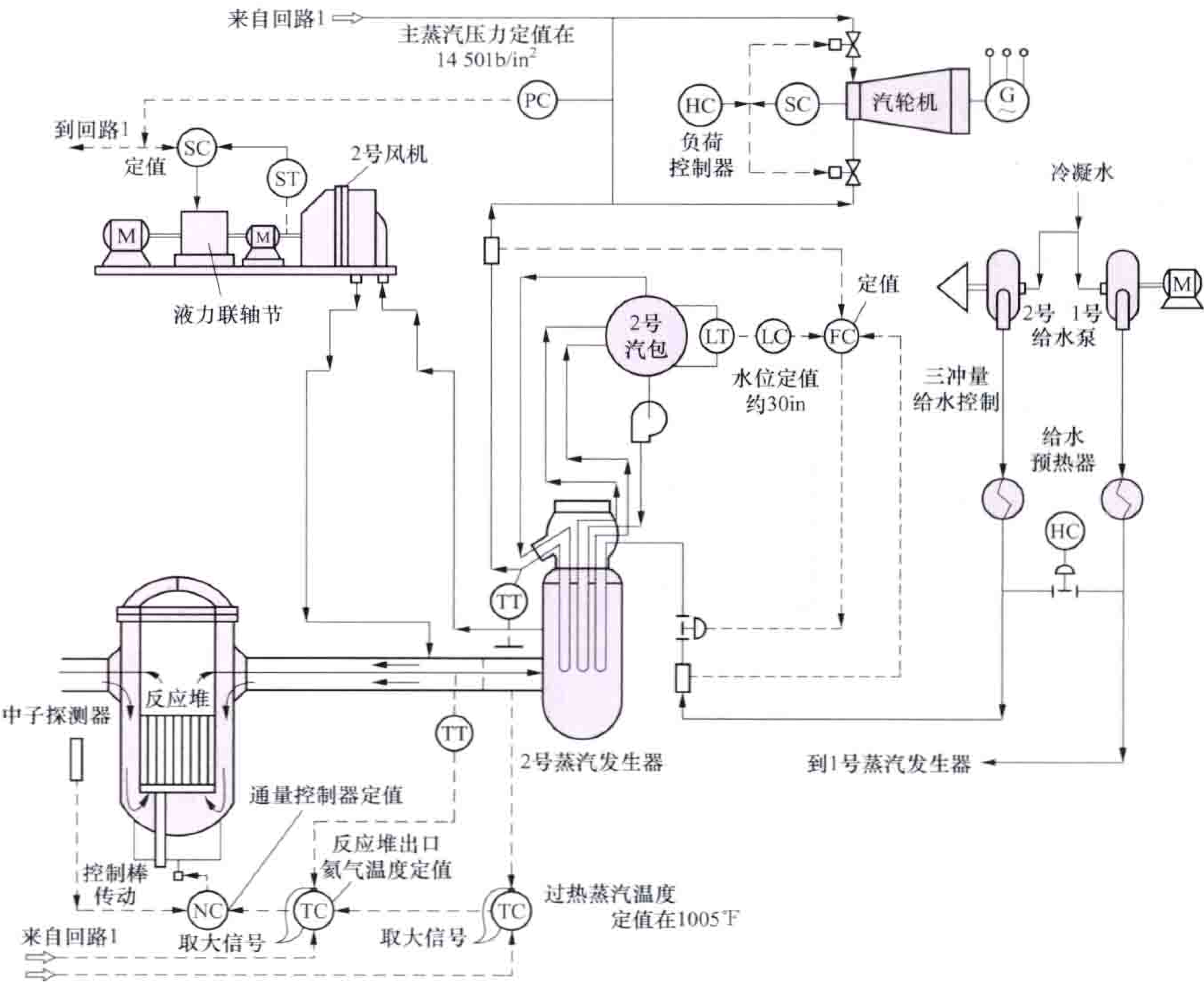
球床堆由于堆芯内难以设置控制棒导向管，同时由于堆芯温度高，通常控制棒插于设置在反射层的导向管中。柱状堆在堆芯内虽可设置控制棒导向管，但由于堆芯温度高，控制棒工作环境恶劣，通常也把控制棒设置在反射层内。控制棒用于正常运行时的反应性控制和堆功率调节，对于小型堆也可作紧急停堆用。对于大型堆，反射层中的控制棒不能提供足够的停堆裕量，因此大型柱状堆需设置插入堆芯的控制棒，作为长期停堆时的安全棒。而大型球床堆，需在反射层设置吸收球孔道，长期停堆时落入含硼的中子吸收球提供足够的停堆深度。

高温气冷堆堆芯的温度很高（出口温度为750～950℃），尽管是在惰性氦气中，仍由于金属部件的碳化作用，不便安装堆芯仪表。不过由于燃料运行温度远低于其限值，使得通过测量堆出口冷却剂温度来监测燃料的工况成为可能，从而实现高温气冷堆的功率调节和温度控制。

高温气冷堆堆芯功率密度低，热容量大，致使反应堆中子注量率对冷却剂温度的变化有较慢的响应，加上高温气冷堆在整个燃耗周期内都具有负的反应性温度系数，因而高温气冷堆具有良好的自调节性和自稳定性，固有安全性好。对石墨球床堆芯，为防止石墨潜能积累，维持反应堆冷却剂入口温度在允许范围内变化或维持其恒定是一项重要的控制原则。

高温气冷堆核电厂在正常运行时应保持主蒸汽的压力和温度恒定。其基本控制方式是：根据负荷要求确定蒸汽流量，并按照蒸汽压力或温度的变化调节反应堆冷却剂流量，同时移动控制棒以调节反应堆功率，平衡氙毒和补偿温度效应，并控制反应堆冷却剂出口温度，进而维持蒸汽温度和压力恒定。使用直流式蒸汽发生器的高温气冷堆核电厂，可以按负荷需要确定给水流量，在维持汽轮机进汽压力恒定的前提下，通过反应堆氦气冷却剂的流量调节维持蒸汽温度恒定；同时，调节反应堆功率，或维持入口氦气温度恒定，或维持出口氦气温度为设计规定值，并保证入口氦气温度的变化在允许范围内。

图中示出美国桃花谷高温气冷堆核电厂的控制系统。该核电厂有两个冷却剂回路，每个回路有一台蒸汽发生器和一台可调速的氦气风机。根据负荷需要对汽轮机的调节阀进行自动控制，调节蒸汽流量。氦风机转速调节器的定值由蒸汽压力调节器给定。堆芯出口氦气温度的整定值由蒸汽温度调节器按两个回路取高值给定，然后与两个回路出



美国桃花谷高温气冷堆核电厂的控制系统

FC—流量调节器；HC—手控台；LC—水位调节器；LT—水位变送器；NC—中子注量密度调节器；PC—压力调节器；SC—转速调节器；ST—转速变送器；TC—温度调节器；TT—温度变送器

口氦气温度的高值比较，其偏差作为反应堆功率调节器的输入量，通过移动控制棒使反应堆功率与核电厂负荷相匹配。当汽轮机负荷增加时，通过汽轮机调节阀增加蒸汽流量，这时蒸汽压力下降，通过蒸汽压力调节器增加氦风机转速，提高氦气流量；同时，氦气温度和蒸汽温度的下降导致氦气温度调节器和蒸汽温度调节器均要求反应堆更高的功率水平，从而抽出控制棒提升功率，使反应堆功率跟随汽轮机负荷的变化，并维持蒸汽参数恒定。汽轮机负荷减少时，动作过程与上述相反。

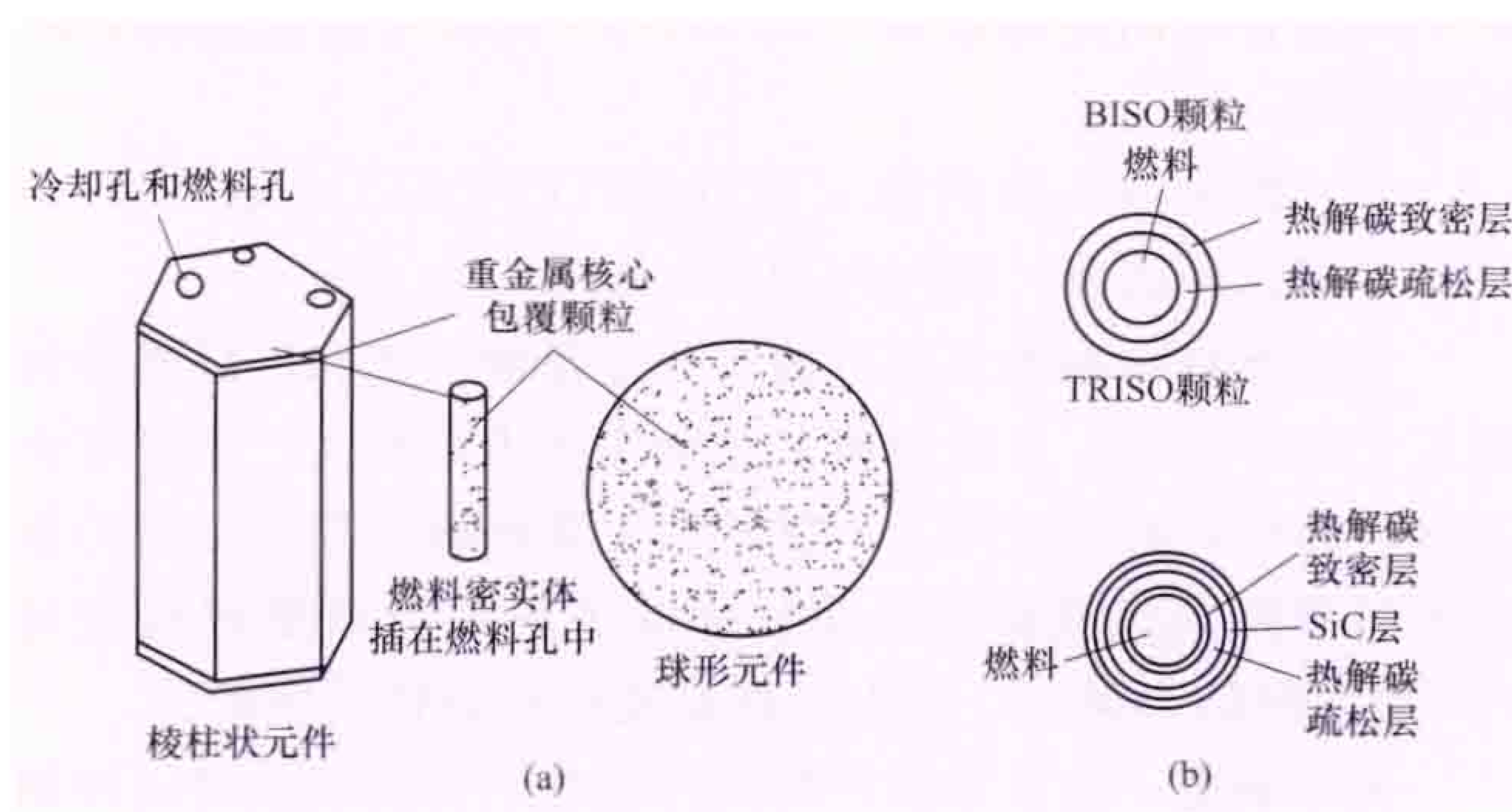
核电厂在起动和停闭阶段，当运行参数超出自动调节系统的工作范围时，通常采用手动控制方式。在功率运行阶段，为维持蒸汽参数的恒定，保持汽轮机的良好工作状态，使棒位、冷却剂流量、反应堆出入口冷却剂温度、给水流量乃至汽轮机调节阀等诸多参数和设备状态协调于设计规定的状态，就必须采用自动控制。

动态分析表明，高温气冷堆核电厂的控制特性都是随负荷工况的改变而变化的，可以设置一个随负荷或其他运行参数变化而具有自整定特性的协调控制系统，这有助于改善快慢过程耦合的控制特性。以计算机为基础的数字化控制系统为实现上述目标提供了可能。

gaowen qilengdui ranliao yuanjian

高温气冷堆燃料元件 （HTGR fuel elements）

高温气冷堆内包含核燃料，以热能形式释放核能的部件。它采用全陶瓷型包覆颗粒燃料，即由弥散在石墨基体中的包覆颗粒构成，针对球床高温气冷堆做成球形，针对棱柱状高温气冷堆做成圆柱状密实体，再装入六角形棱柱状石墨块的孔道中（见图）。球床和棱柱状高温气冷堆的燃料元件虽然外形尺寸不同，但包覆颗粒的特性、制造工艺基本相同，燃料的性能、安全要求也基本相同。



高温气冷堆核燃料

(a) 燃料元件；(b) 包覆颗粒

包覆颗粒燃料　由陶瓷型氧化物或碳化物（如 UO_2、UC、UCO）燃料的微球核芯，以及沉积在其表面的几层难熔陶瓷材料构成。包覆颗粒燃料的直径一般为 0.95mm，其中心是直径为 0.5mm 的燃料芯核。芯核的表面依次沉积了 4 层陶瓷涂层，从内到外分别是 95μm 厚的疏松热解碳（PyC）层、40μm 厚的内致密各向同性热解碳（PyC）层、35μm 厚的碳化硅（SiC）层和 40μm 厚的外致密各向同性热解碳（PyC）层。以钚为核燃料的包覆颗粒结构相同，尺寸有所不同。这几层包覆材料的作用是储存裂变气体、吸收燃料芯核肿胀、阻挡气体和固态裂变产物的释放。

球形燃料元件　由直径约为 50mm 的燃料区和厚约 5mm 的无燃料区石墨球壳组成。包覆燃料颗粒均匀弥散在燃料区石墨基体内。燃料区和无燃料区没有物理上的分界面，它们的基本材料都是石墨。其作用是：①作为燃料元件的结构材料，使包覆燃料颗粒获得高温气冷堆运行所需要的热工水力条件，包括将包覆燃料颗粒产生的热量传给冷却剂氦气，实现堆内运行和连续装卸料操作等；②作为慢化材料，对快中子有足够的慢化能力；③具有一定的滞留裂变产物能力。每个球形燃料元件的重金属含量约为 7g，平均燃耗可达80GW·d/t或更高。

六角形棱柱状元件　在棱柱状高温气冷堆中，由棱柱状燃料元件和石墨反射层组成反应堆堆芯。六角形棱柱由石墨机加工制成。其中开有冷却剂孔道、控制棒孔道、可燃毒物孔道和燃料密实体孔道等。燃料密实体同样由三重包覆（TRISO）燃料颗粒弥散在石墨中压制成型，可以做成实心的圆柱，也可做成环状的空心圆柱。经过一定运行周期，棱柱状燃料元件可以被更换成新燃料元件，或交换到其他位置以实现高燃耗和展平通量。美国通用原子公司设计的棱柱状燃料元件呈六角形，高为 793mm，对边距为 360mm，开有多个孔道，交替为冷却剂通道和燃料孔道，燃料孔道内装燃料密实体。燃料密实体内包覆颗粒燃料的体积填充率要高于球形燃料元件的包覆颗粒体积填充率。

高温气冷堆的特殊性和安全性均依赖于耐高温的堆芯陶瓷结构，以及在正常运行和事故工况下都能有效包容裂变产物的包覆颗粒燃料。经大量的辐照考验和辐照后升温实验证明，高温气冷堆所用的包覆颗粒燃料元件，在设计燃耗和设计温度限值（如 1600℃）下，包覆层能保持结构完整性，包覆颗粒的破损率很低，裂变产物能几近全部地阻留在包覆层内；而模块式高温气冷堆的设计又保证在所分析的所有事故下燃料最高温度不会超过设计限值，因此不会出现堆芯熔化、燃料大范围破损、放射性大量释放的严重后果。

含有碳化硅包覆层的三重包覆颗粒燃料元件的制造工艺、性能比较成熟，已有大量的运行经验。为实现更高的反应堆出口温度（如超过 1000℃）和更高的事故后燃料温度限值（如 1800℃），需要把 SiC 包覆层换成 ZrC 包覆层。这种新型燃料元件的制造工艺和性能验证是超高温气冷堆领域的重要研究课题。

gaowen qilengdui ranliao yuanjian zhizao

高温气冷堆燃料元件制造 （fabrication of fuel element for high temperature gas-cooled reactor）

高温气冷堆燃料元件是包覆燃料颗粒弥散在石墨基体中的全陶瓷型元件，它的基本组成单元是包覆燃料颗粒（见图 1）。高温气冷堆燃料元件有球形和棱柱状两种形式（见图 2）。高温气冷堆燃料元件制造一般包括燃料芯核制备、燃料芯核包覆和元件制造三个步骤。

燃料芯核制备　用干法或化学湿法制造铀、钚、钍或它们混合的氧化物、碳化物或氧碳化物燃料芯核（直径为 200～600μm 的陶瓷微球）的过程。干法有粉末冶金法、粒子熔融法，湿法有离子交换树脂法和溶胶-凝胶法。粉末冶

金法生产的燃料芯核的直径和密度容易控制，但密度较低（“龙”反应堆的早期燃料芯核）。粒子熔融法较难大批量生产（桃花谷堆和AVR堆第一批装料）。离子交换树脂法较适用于再循环燃料芯核的场合。用溶胶-凝胶法制备的燃料芯核的密度高，球形度好，尺寸分布窄。而且该法适于大规模生产和远距离操作，是燃料芯核制备的主要方法。

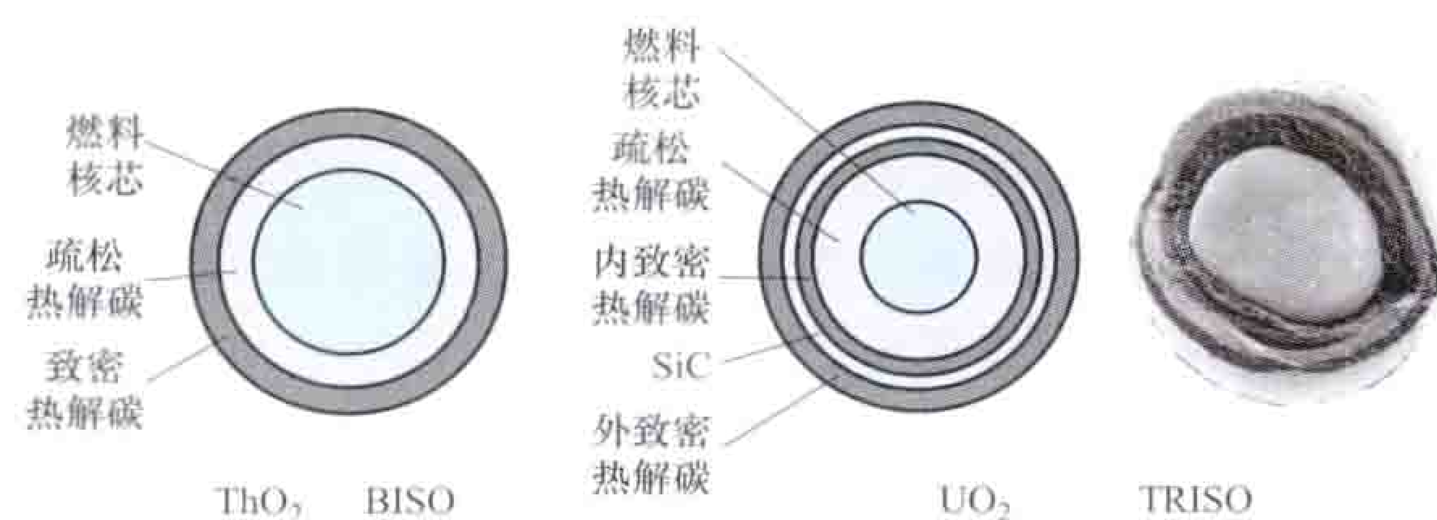


图1 包覆燃料颗粒

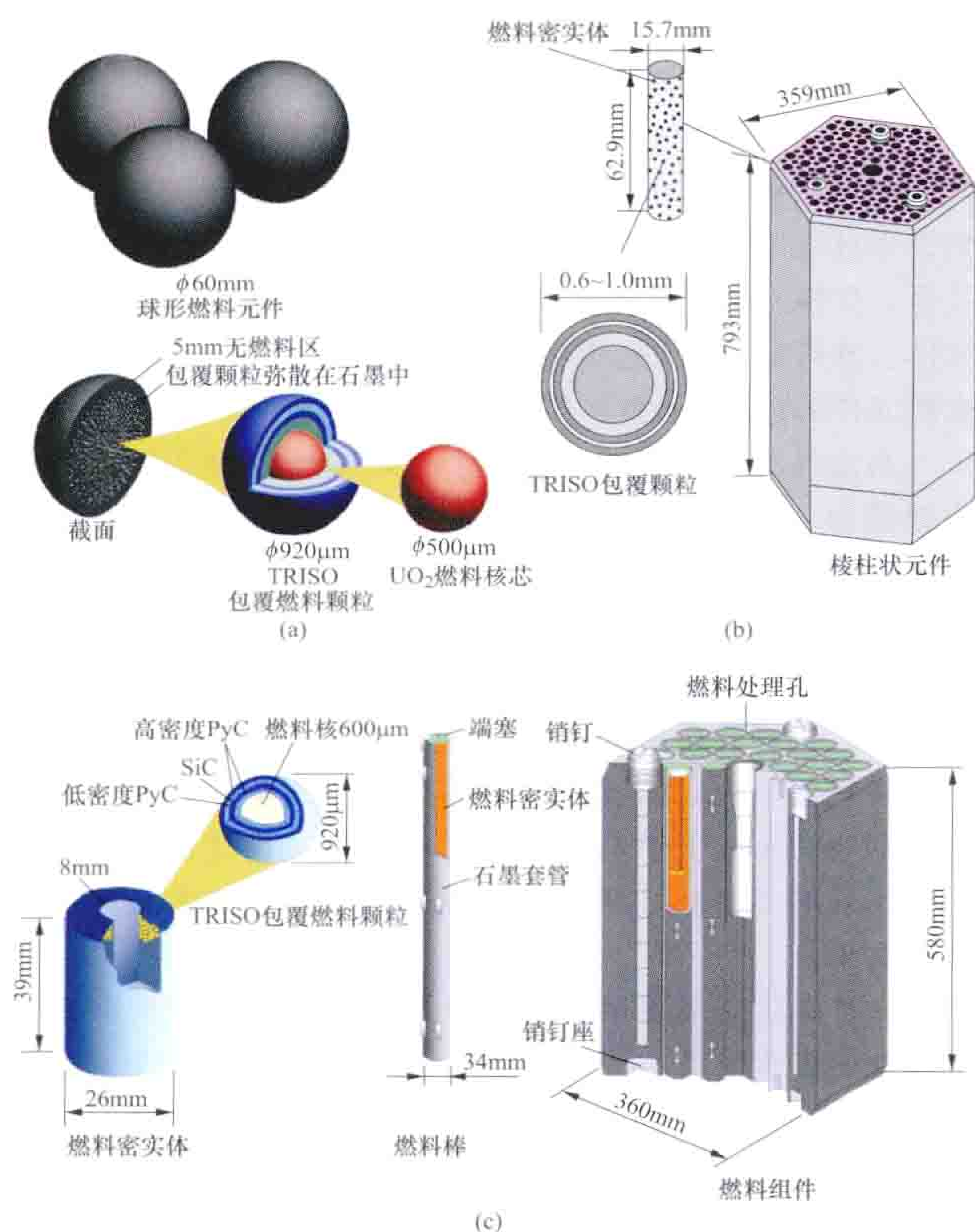


图2 高温气冷堆燃料元件

(a) 球形燃料元件；(b) 棱柱状元件（US）；(c) HTTR棱柱状元件（细棒-块）

溶胶-凝胶法是把 $UO_2(NO_3)_2$、$Th(NO_3)_4$、$Pu(NO_3)_4$ 或其混合溶液制成胶体溶液（溶胶），通过机械方法分散成形，经胶凝反应得到凝胶微球，再经洗涤、陈化、干燥、焙烧、还原和烧结等工序，制造氧化物燃料芯核。按照胶凝过程的反应类型，分为内胶凝法和外胶凝法两种。内胶凝法的溶胶中，已含有胶凝化学反应的所有必要试剂，如硝酸铀酰、尿素和六次甲基四胺（HMTA）。该溶胶是弱酸性，在室温下不稳定。当把处于低温（<10℃）的这种溶胶通过振动喷嘴向90℃硅油中分散成形时，几秒钟内即发生水解反应，生成 $UO_2(OH)_2$ 胶凝球。外胶凝法的溶胶中，如含有硝酸铀酰、有机添加剂和聚乙烯醇，只有把它向氨中分散成形时，才能发生胶凝反应。胶凝反应首先在液滴表面开始，再向内部发展。还原和烧结过程中通入氢气（H_2），烧结温度在1400℃得到致密的氧化物微球。为了得到致密的碳化物燃料陶瓷微球，在溶胶中需预先加入碳黑，且在真空或Ar气氛，1400℃下进行热碳合成（氧化物＋碳）和烧结。制备氧碳化物芯核时，在热碳合成和烧结的一定阶段要使用CO加Ar气氛。

全胶凝法是新发展的一种工艺，它也采用内胶凝剂六次甲基四胺。但是，它在硝酸铀酰和尿素水解后加入，因此，该溶胶能够在室温下稳定。

燃料芯核包覆 燃料芯核在流态床内，在载气作用下呈流态化状态，通过反应气体（碳氢化合物类）在高温下热解，并在其表面沉积碳或碳化硅的过程，载气一般为Ar、H_2 或它们的混合物。有两种常用的包覆燃料颗粒：两层的BISO颗粒和三层的TRISO颗粒（见图1）。BISO颗粒内层为疏松热解碳，外层是高密度高温各向同性热解碳（HTI PyC）。TRISO颗粒的内层为疏松热解碳，其外层是碳化硅夹于两层高密度低温各向同性热解碳（LTI PyC）间的“三明治”结构。现代高温堆都采用TRISO颗粒。改变包覆条件（反应气体的组成和分压、包覆温度、流态床中颗粒的表面积等）可以得到上述不同的包覆层。

（1）疏松热解碳（$\rho \approx 1.2t/m^3$）。用乙炔（C_2H_2）在1100～1400℃下沉积而成，载气为Ar。

（2）高密度各向同性热解碳。

1）低温各向同性热解碳（$\rho \approx 1.8 \sim 2t/m^3$）。用丙烯（$C_3H_6$）在1350～1450℃下沉积而成，载气为Ar。

2）高温各向同性热解碳采用甲烷（CH_4）反应气体，沉积温度较高（1800～2100℃）。

从制造和辐照稳定性观点出发，低温各向同性热解碳较好，但它对金属裂变产物Cs等滞留能力低。因此，BISO颗粒用高温各向同性热解碳；而TRISO颗粒采用低温各向同性热解碳。

（3）碳化硅。用甲基三氯硅烷（CH_3SiCl_3）在1500～1570℃下沉积而成，载气为 H_2 加Ar。

包覆燃料颗粒的生产过程有分层包覆工艺和四层连续包覆工艺两种方式。连续包覆工艺操作技术难度大，但可省去多次装卸料，提高效率，不仅减少了装卸料过程中引起的包覆燃料颗粒的机械碰撞，而且提高了内外致密热解碳层与SiC层间的结合强度，大大提高包覆燃料颗粒的质量。

元件制造 包括球形燃料元件制造、棱柱状燃料元件制造、细棒-块形元件制造。

球形燃料元件制造 德国发展的球床高温气冷堆使用球形燃料元件。球形燃料元件的直径为60mm，燃料区的直径为50mm。球形燃料元件的制造采用橡胶模、冷半（准）等静压工艺，一般分石墨基体粉末制备、包覆颗粒“穿衣”、球芯预压、终压成型和热处理五道工序。

（1）石墨基体粉末制备。有两种已经实用基体石墨材料，即标准基体石墨材料A3-3和合成树脂基体石墨材料A3-27。A3-3工艺是，按一定比例把天然石墨粉、人造石墨粉和黏结剂热塑性酚醛树脂（质量百分比分别为64%、16%和20%）混合，经混捏、干燥、粉碎和筛分等工序制得石墨基体粉末。A3-27工艺是，黏结剂酚醛树脂是在线合

成的：天然石墨粉和人造石墨粉按 4∶1 混合后，按树脂比例 22%依次加入六次甲基四胺和苯酚，边搅拌边加热，130℃保持 1h，再经粉碎和筛分等工序。

（2）包覆颗粒“穿衣”。用糖衣机（一种药用机械）在包覆颗粒表面团聚一层 100～200μm 厚的石墨基体粉末。此工序的目的：①使包覆颗粒在石墨基体中均匀分布；②防止压制时包覆颗粒互相接触，以减少制造破损率。

（3）球芯预压。把“穿衣”过的包覆颗粒和石墨基体粉末混合，采用橡胶模半（准）等静压工艺，在较低压力（3MPa）下预压燃料球芯。

（4）终压成型。采用橡胶模半（准）等静压工艺，在 300MPa 压力下把石墨基体粉末压制到燃料球芯外面，成为球形燃料元件球坯。球坯经车削成半成品，再经 X 射线在线检验无燃料区厚度，并确保无燃料区内没有包覆颗粒。

（5）热处理。包括在 800℃ Ar 气氛保护下使树脂焦化和在 1900℃左右真空下除气与纯化。

棱柱状燃料元件制造　美国通用原子公司（General Atomic Company，GA）发展的高温气冷堆采用此种元件。棱柱状燃料元件由一块六角石墨棱柱构成，高 793mm，对边距 360mm。它上面有 204 个孔道，其中 72 个是冷却剂通道，冷却剂通道周围有 6 个燃料孔道，内装燃料棒［见图 2（b）］。制造分混料、注塑成型、元件装配和热处理四道工序。

（1）混料。把包覆颗粒称量后放入金属模中形成颗粒床。

（2）注塑成型。把石墨粉（质量约占 30%）和热塑性有机黏结剂（煤沥青或石油沥青）混合，在加热情况下注入颗粒床，制得燃料棒。

（3）元件装配。把燃料棒插入石墨棱柱块的燃料孔道内。石墨棱柱块由近各向同性石墨（H-451）机加工制成。

（4）热处理。把装配好的棱柱块在 1800℃ 下碳化和除气。

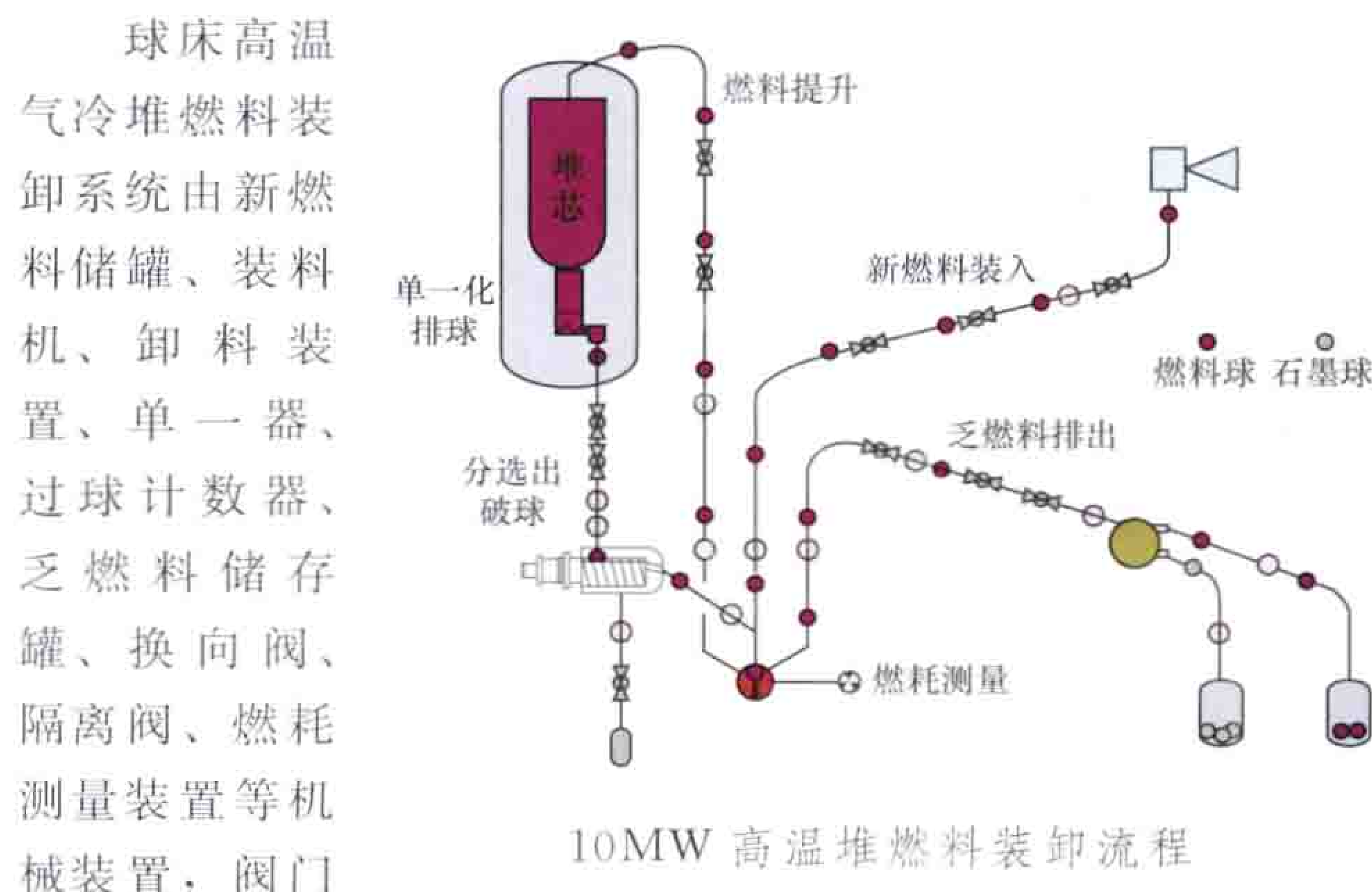
细棒-块形元件制造　这种元件在结构上属棱柱状元件，最早为英国提出，日本已在高温工程试验堆（HTTR）中使用［见图 2（c）］。它的燃料棒由环状燃料密实体装在石墨套管内构成，燃料棒插入六角棱柱石墨块，氦气从燃料密实体内壁和燃料棒外壁通过。环形燃料密实体的制造工艺类似于球形元件。用天然石墨粉、人造石墨粉和黏结剂酚醛树脂（质量百分比分别为 64%、16%和 20%）制造石墨基体粉末，不同的是采用金属模温压（150℃）工艺。石墨棱柱块和石墨套管由近各向同性石墨 IG-110 机加工制成。

gaowen qilengdui ranliao zhuangxie xitong

高温气冷堆燃料装卸系统　（HTGR fuel handling system）

实现新燃料运入、储存、反应堆装换料，以及乏燃料储存等操作所需设施和装备的组合。球床高温气冷堆燃料装卸系统的功能为：①实现新燃料元件的安全暂存、转运和装入堆芯；②从反应堆压力容器下部卸料管中排出燃料元件，分离破损的燃料元件和碎片，对从堆芯排出的燃料元件进行燃耗测量，并将没有达到最终燃耗深度的燃料元件装入堆芯作再循环，或卸出乏燃料元件并输送到乏燃料储存罐中；③进行乏燃料元件的安全可靠暂存与转运。

球床高温气冷堆具有运行时在线装卸燃料的能力。在反应堆运行期间，球形燃料元件连续地由堆芯底部排出，经单一器和碎球分离器后，通过燃耗测量，根据燃耗深度不同，由输送设备将球形燃料元件输送至各自的目标部位，或返回堆芯继续参与裂变，或送入乏燃料储存系统，并向堆芯装入新燃料元件。输送到系统各部位的球形燃料元件数量由专门的计数器测量。其流程见图。



10MW 高温堆燃料装卸流程

球床高温气冷堆燃料装卸系统由新燃料储罐、装料机、卸料装置、单一器、过球计数器、乏燃料储存罐、换向阀、隔离阀、燃耗测量装置等机械装置，阀门和控制的管道组成。球形燃料元件在管道中通过重力或气动方式进行传输。燃料装卸系统不执行安全功能。

棱柱状高温气冷堆的燃料组件是六角棱柱状石墨块，其中的孔道中装有燃料密实体。棱柱状高温气冷堆的燃料组件像压水堆一样，要定期更换，由专门的换料机来实现。换料机在反应堆压力容器不开盖的情况下，在封闭的气氛下逐层、逐块取出燃料组件和邻近活性区的反射层石墨块，并装入新的燃料组件，或移动燃料组件到新位置。同时，还专门设置控制棒驱动机构的更换机构，在更换燃料组件之前先取出控制棒。

gaowen qilengdui tingdui xitong

高温气冷堆停堆系统　（HTGR shutdown system）

正常运行工况下用于反应堆控制和事故工况下停闭反应堆的系统。高温气冷堆停堆系统由控制棒系统和吸收球停堆系统组成。

高温气冷堆控制棒系统由电机驱动的棒状中子吸收体构成，可插入活性区或反射层中的孔道中，实现快速反应性控制、功率调节和紧急停堆。吸收球停堆系统配置大量的小颗粒状的含硼中子吸收体，在需要时可落入活性区或反射层中的孔道中，实现长期冷停堆。

对于球床高温气冷堆，采用在线装卸燃料的运行模式，堆芯的过剩反应性小，用于运行调节的反应性需求不大。同时，流动的球床本身也不适合于插入控制棒或吸收球，通常把控制棒和吸收球布置于活性区外石墨反射层孔道中。

球床高温气冷堆控制棒驱动机构采用步进式电机驱动，通过齿轮减速机构、环链机构连接控制棒。控制棒由多节构成，每节由不锈钢封装的 B_4C 环构成，相邻两节之间由铰关节连接，铰关节可在一个方向上转动，相邻铰关节的转动方向交错 90°，这样的设计可以防止由于控制棒孔道变形而使控制棒运动受阻或卡住。在紧急情况下，切断控制棒驱动机构的电源，控制棒依靠重力快速插入孔道，达到停堆的目的。

球床高温气冷堆吸收球停堆系统的主要部件包括位于堆芯上部的吸收球储罐、打开或关闭储罐的驱动机构、位于反射层中的吸收球孔道，以及把吸收球从孔道气动送回储罐的气力输送系统。在需要停堆时，驱动机构打开吸收球储罐阀门，吸收球由于重力而落入堆芯活性区旁的反射层孔道中。反应堆起动时，采用气动方式把反射层孔道中的吸收球送回储罐中。

棱柱状高温气冷堆采用定期换料方式，堆芯过剩反应性大，调节和停堆需要的反应性较大，可在燃料组件或靠近燃料组件的反射层的孔道中插入控制棒或落入吸收球，提供更大的反应性。控制棒可以实现反应性控制和冷停堆，在控制棒失效的情况下，吸收球停堆系统（棱柱状高温气冷堆上通常被称为备用停堆系统）也可以实现冷停堆。通常控制棒驱动机构与备用停堆系统驱动机构合为一体，但孔道是独立的。

geren jiance

个人监测

（individual dose monitoring）　用辐射工作人员个人佩带的一个或多个剂量计进行的测量，或对其体内及排泄物中放射性核素种类和活度所作的测量，以及对测量结果进行的分析和解释。个人监测的主要目的是对主要受照射的器官或组织所接受的平均当量剂量或有效剂量做出估算，进而限制工作人员个人接受的剂量，并且证明工作人员接受的剂量是符合有关国家标准的。个人监测还能够提供工作人员所受剂量趋势和工作场所条件，以及有关事故照射的资料。

辐射工作人员所受的剂量是由所有有关源和实践造成的内外照射剂量之和。应根据辐射防护最优化原则和个人剂量评价指标，对工作人员接受的剂量做出解释和评价。（见辐射防护评价）

在从事铀矿开采和选冶等工作中，采用累计个人剂量监测方法，如固体径迹探测器、氡和 γ 个人剂量计；也可利用工作场所监测数据，依据工作时间，参考人代谢资料和剂量学参数等来估算工作人员接受的有效剂量。

个人监测可分为常规监测、与任务相关的监测和特殊监测三种不同类型。常规监测用于连续性作业，目的在于证明工作环境和工作条件是安全的，并且也证明没有发生需要重新评价操作程序的任何变化。与任务相关的监测是当某项特定操作开始时进行的监测。这种监测特别适用于短期操作程序的管理。特殊监测是在异常情况下发生或怀疑发生时进行的监测。

根据工作人员受照射的情况，个人监测可分为外照射个人监测和内照射个人监测。

外照射个人监测　根据工作人员的工作性质、接受剂量的大小、剂量计的灵敏度和衰退特性等确定外照射个人监测周期。对剂量计的基本要求是，应能对正常和异常操作情况下所有可能遇到的各种辐射、能量、剂量和剂量率都能以适当的准确度估算出所接受的剂量。关于剂量计佩带的位置，若使用一个剂量计，则剂量计应佩带在代表躯干表面受照射最强的部位处。四肢特别是手部受照剂量较大时，需要佩带附加的剂量计。在高照射量率辐射场的短期照射时，工作人员要佩带几种个人剂量计，特别需要佩带直读式个人剂量计。为了执行辐射防护最优化纲要和及时防止意外照射，需要佩带报警的直读式个人剂量计，进行即时监测。用于监测 β、X、γ 辐射最常用的个人剂量计有胶片剂量计、辐射光致荧光玻璃剂量计、热释光剂量计和光致发光剂量计。袖珍剂量计和报警剂量计作为外照射个人监测的辅助手段。四种常用个人剂量计的主要性能比较见表。

对于中子辐射场的个人监测，采用反照率中子个人剂量计、核乳胶快中子剂量计、固体径迹中子剂量计和气泡中子个人剂量计。由事故引起的高中子剂量依据测量人体内的中子感生放射性活度并利用有关中子能谱资料进行粗略估计。

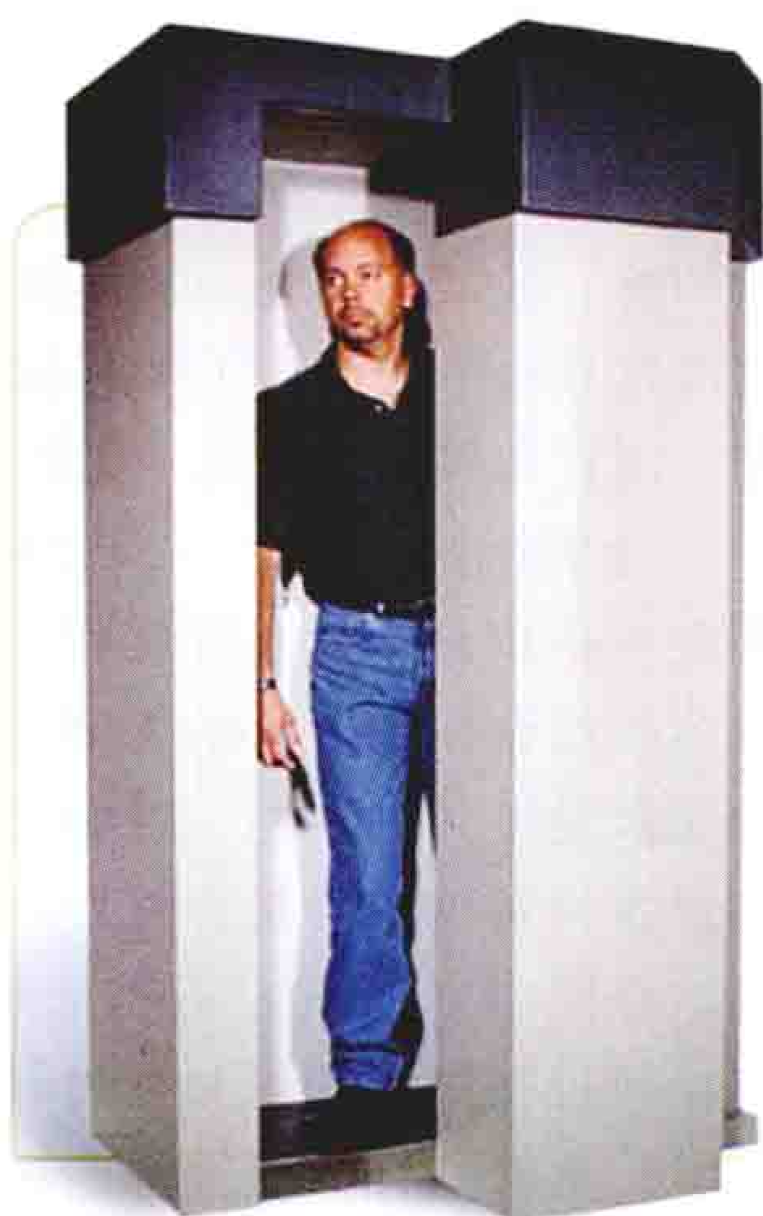
内照射个人监测　首先应深入了解和分析操作放射性物质的工作场所、工艺特点、物料特性，以及操作人员的技术熟练程度等情况，结合工作场所监测资料，确定出有害因素和需要进行监测的放射性核素的种类。经验表明，对操作大量气态和易挥发放射性物质的工作人员、在工作场所经常受到污染条件下从事核燃料处理和加工的工作人员、从事钚和其他超铀元素处理及大量放射性核素的生产和操作的工作人员，应当进行体内放射性物质污染的常规监测。当可能发生明显的放射性核素摄入，或者已涉及有可能明显地摄入放射性物质的事故时，应当进行特殊监测。根据工作人员的工作条件、操作量大小、放射性核素的种类的物理化学性质、内照射监测方法的灵敏度或探测下限、工作场所发生事故释放的可能性、工作人员先前体内放射性核素的沉积量，以及

四种常用个人剂量计的主要性能比较

剂量计性能	胶片剂量计（X 光胶片）	辐射光致荧光玻璃剂量计（偏磷酸盐玻璃）	热释光剂量计（^{6}LiF）	光致发光剂量计
辐射类型	β、X、γ 和热中子	X、γ 和热中子	β、X、γ 和热中子	β、X、γ
剂量测量范围（10^{-3}Sv）	0.05～15	0.05～2×10^3	10^{-2}～10^5（主峰）	0.01～10^4
光子能量响应（与 ^{137}Cs-γ 辐射比较）	80keV 以上与能量无关（1mmSn 过滤）	40keV 以上与能量无关（两块玻璃分别包 1mmSn 和 1mm 塑料）	30keV 左右为 30%（无过滤下）	—
探测器对 50keV 辐射角响应	大	小	小	—
衰退情况	明显	很小	很小	很小
环境影响	受温度、湿度、压力和化学等因素影响大	小	小	小
测量的物理量	密度	荧光强度	热释光强度	光强度
重复测读	能	能	不能（除采取特殊措施外）	能
重复使用	不能	退火后，能	退火后，能	能

人体内放射性核素的代谢规律等确定常规监测的频度。根据各种元素及其化合物在人体内的代谢规律、辐射性质等确定采用内照射监测方法。

内照射监测方法主要有生物检验和体外直接测量两类。生物检验是利用化学分析程序和物理测量方法相结合的方法，对包括人尿、粪便、呼出气和鼻腔擦拭样品中放射性核素含量进行测量。尿样比较容易收集，尿中放射性核素的含量可以同体内含量联系起来，因此尿样中放射性核素含量分析测定是最常用的方法。体外直接测量包括利用全身计数器、肺部计数器、甲状腺计数器及伤口探测器进行测量。此外，采用个人空气取样器测量放射性气溶胶和氡及其子体的吸入量，也是一种个人内照射检验方法。对于核电厂工作人员内照射个人监测，主要采用简易的全身计数器（见图）和甲状腺测量装置。根据有关摄入放射性核素的物理化学性质、摄入时间、摄入方式，以及放射性物质在人体内的代谢模式等资料，结合监测数据，估算出各器官或组织的待积当量剂量，进而估算出个人所受的待积有效剂量。



全身计数器

gongcheng chubu sheji

工程初步设计 (project preliminary design) 依据总体设计文件和可行性研究报告编制核电工程项目报批文件的过程。工程初步设计经审查批准后即开展相应施工图设计与着手招标确定施工单位，开展现场工作。有关主管部门要对工程初步设计组织较大规模的会审，国家环境保护部、国家核安全监管机构对环境影响评价报告（设计阶段）和初步安全分析报告提出审查意见，专业主管单位对专题报告（如工程地质报告、接入系统报告等）组织审查，各有关部门对初步设计的最终审批意见，在施工图设计中予以落实。对工程概算部分，通常与可行性研究阶段的投资估算相比，偏差应控制在10%以内。工程初步设计主要包括核电厂综合论述、反应堆工程设计、一回路工艺系统设计、二回路工艺系统设计、核岛与常规岛工艺系统、仪表与控制系统设计、电气系统设计、电厂配套设施（BOP）设计、主厂房建筑结构设计、工程概算等。

（1）综合论述。概述工程初步设计的依据，核电厂的规模，设计和主要设备采购政策，参考电厂政策；概括说明工程主要设计原则，设计自主化和设备国产化政策，核安全准则，环境保护，节约能源和原材料措施；给出主要技术经济指标；提出存在的问题和建议。

（2）反应堆工程设计。主要有：①堆芯物理设计，内容包括堆芯栅格设计和功率分布计算，反应性控制设计计算、燃料分析与燃料管理；②反应堆热工水力设计，确定堆芯几何条件和冷却剂热工水力参数；③堆芯结构设计，包括反应堆压力容器、堆内构件及支撑、屏蔽部件；④燃料元件（或组件）设计，说明燃料元件（或组件）及相关组件结构和主要设计参数等。

（3）一回路工艺系统设计。主要有：①核蒸汽供应系统（NSSS）的设计，包括反应堆冷却剂系统、主蒸汽、主给水系统及其主设备，即蒸汽发生器、主泵、稳压器、主管道的设计；②专设安全设施，如堆芯冷却系统（能动或非能动）、安全壳系统的设计；③安全重要系统与设备的抗震能力分析；④核辅助工艺系统设计，如化学和容积控制系统、乏燃料冷却、输运和储存等系统，废气、废液与废物处理储存系统的设计等；⑤初步设计，包括核电厂一些专用的非标准机电设备的设计。

（4）二回路工艺系统设计。汽轮机热力系统设计，包括蒸汽、汽水分离再热、凝结水和给水回热等系统设计，汽轮机辅助系统包括轴封、冷却、润滑、抽真空及水质监测和加药系统的设计等，主要设备如汽轮机、汽水分离再热器、凝汽器、高低压加热器等一般由制造厂家设计。

（5）电气系统设计。核电厂与电力系统的接入方案；输配电设计，包括电气主接线，短路电流计算和设备选择（包括主、辅助开关站，发电机、励磁机、主变压器和厂用变压器等）；发电机选择及其辅助系统（如转子、定子冷却水系统）设计等；厂内配电设计，包括厂用负荷分类，电气设备分级，厂用动力电源、应急电源、控制电源、照明电源等设计；继电保护和自动装置包括二次接线设计以及电缆敷设等。

（6）仪表与控制系统设计。主要有：主控制室设计，反应堆核测仪表、反应堆控制与保护系统设计，专设安全设施驱动系统的设计，一回路、二回路工艺系统的热工仪表系统及核电厂各种控制、调节系统的设计，辐射监测仪表系统的设计，汽轮发电机组的监测、控制和保护系统设计等。

（7）电厂配套设施设计。电厂配套设施如水（生活水、消防水、除盐水等），汽（辅助蒸汽），气（压缩空气、氮气等）的生产供给系统设计；其他如辅助生产厂房、机修、实验室站、厂区管网工程和厂前区的设计等。

（8）主厂房建筑结构设计。包括设计采用的规范，设计考虑的内外部环境条件，厂房功能、辐射防护分区、内部结构和厂房布置说明，主要建筑技术数据，室内外装修，各厂房主要平面和剖面布置图等。

（9）消防和实体保卫设计。消防设计，包括总平面布置和消防车交通要求，防火分区和隔离，火险分析，火警探测系统和固定灭火设施，消防组织和厂外消防支援说明等。实体保卫设计包括控制区划分，周界入侵报警和实体保卫系统设计，厂区保卫组织和保卫支援说明等。

（10）厂区布置。概述厂址条件；给出厂区总平面布置原则和厂区规划主要技术经济指标；说明厂坪标高的确定原则和依据，厂区管线布置原则，交通、大件运输和乏燃料运输，以及厂区绿化和生活福利设施规划等。

（11）水工设计。包括取、排水方案，取、排水口设计，给、排水渠设计，淡水供应系统，堤、坝设计等。

（12）职业安全卫生。包括设计采用的法规、规范和标准；放射性危害分析和辐射防护；非放射职业危害分析和防范措施，包括高温高压设备、易燃易爆设备、含 H_2 和含 N_2 设备、电气设备、噪声、粉尘和有毒物质、机械伤害、

高处坠落等的危害和防范措施等。

（13）施工组织大纲。①工程项目和主要工程量估计，包括土石方、混凝土、钢筋、模板和钢结构等；②施工总平面布置，包括建筑施工场地，设备安装场地，施工用水供应，施工分区用地面积；③主要施工方案和大型机具配备；④大件设备运输方案、运输所需主要机具。

（14）调试和运行文件。包括系统调试大纲、系统安全准则和调试导则；运行组织机构、人员定额与编制，定期试验大纲等。

（15）工程概算。①编制原则和依据，包括项目划分，工程量，指标和定额，设备价格，设备运杂费率，材料价格，人工工资，指标调整，取费标准，外汇汇率和进口税、费，定员和生活设施标准，其他费用，预备费；②外委工程；③投资分析；④工程投资概算表。

（16）工程子项清单和主要设备材料清单。

gongcheng fenxi fangzhenji

工程分析仿真机 （engineering simulator） 见核电厂仿真机。

gongcheng jindu kongzhi

工程进度控制 （project schedule control） 从项目筹建开始直到核电厂投入商业运行，对工程整个建设期各项工作进行工期计划、调整和协调。核电工程通常实施六级进度计划体系，重要工程活动设定里程碑控制点，实行分级负责、管理和控制，整个进度计划包括前期准备、设计、设备采购、土建施工、安装施工和调试试运行各个阶段。为保证进度计划按期实现，要编制科学严密的各级进度计划和明确的控制目标，建立健全有效的跟踪监督机制，及时提供全面准确的工程统计信息，实现反应迅速的闭环控制，从而形成一个下情清楚、响应迅速、决策及时、规范高效的进度控制体系。因此，项目管理单位必须制订进度控制管理大纲和进度控制管理程序，建立完善的核电工程进度控制体系，实现进度控制有人负责、有法可依、有人监督、有据可查，使进度控制系统有序运作。

进度计划 核电工程进度分为六级：一级进度为项目总进度，包括设备制造与供货、土建、安装、调试直至商业运行等方面的重要内容。二级进度是现场各承包合同之间的接口与协调计划，包含所有土建与安装、安装与调试、调试与运行之间的交接时间，上下游之间的逻辑关系，是项目管理单位执行和控制的计划。三级进度为设备制造、土建施工和安装施工承包商的工作活动计划，它的编制依据是二级进度计划，也是合同计划，由施工管理部门执行。四级至六级进度计划分别为承包商的6个月滚动计划、月计划和周计划。此外，根据现场施工实际情况，要编制各种专项计划，所有这些计划必须服从上游三级进度计划。

进度计划编制方法 进度计划三要素是活动、持续时间、逻辑关系。编制进度计划的基本任务是：确定工程建设活动的分解和定义，确定活动之间的逻辑关系，确定活动持续的时间，满足要求的工期。不同等级或不同方面的进度计划编制方法不同，编制工程一级和二级进度常采用类比法，即根据参考电厂建设工期和经验，分析本工程规模和特点，以及有利和不利因素，进行适当的修改。对某些新项目，应考虑与核电厂的设计接口、施工和调试逻辑顺序要求，按工序倒排，确定设计、采购、制造、土建、主系统和配套系统安装和调试进度计划，适当留有余地。设计工作应在项目或施工开工前完成：初步设计至少提前24个月；主采购合同签订20个月；扩大初步设计12个月；土建接口图12个月；土建施工图7个月；管道和通风预制图8个月；设备安装图6个月；电缆敷设图5个月，并且要出版相应的系统设计手册、调试程序和运行维修手册。三级进度计划根据二级进度计划和合同商的不同工种进行细化，由承包商编制，业主或监理审核。四级进度计划根据三级进度计划和施工程序进行细化，按厂房、区域、系统、工种和工程量分解活动。五级和六级进度计划由承包商施工队根据四级进度和施工图按月和周编制，周计划编制可按施工班组，每项活动有准确的工程量。

进度计划审核 一、二级进度计划需要报送总承包单位和业主审核批准，监理负责三级和四级进度计划审核，审核内容包括合同中规定的关键日期是否全面正确表示，是否符合二级进度计划，施工逻辑是否合理，上游接口（设计文件和设备材料供应）是否符合合同规定，下游接口是否满足要求。合同中必须规定适当的里程碑、关键日期及其奖罚等级，通过完成工程量和支付点控制进度。这种通过量和形象进度、点面结合的双重控制进度比较有效，避免盲目追求数量指标，不顾优先顺序，也避免只保里程碑而没有全面完成计划的弊端。

进度计划修改 进度计划允许调整和修改，修改时要分析对上下游接口和合同条款的影响，要按照规定的要求进行审核和批准。进度调整时需要重新估计关键路径上活动的持续时间，选择资源少费用率低的活动，合理缩短时间；调整逻辑关系；调整非关键活动的时差；增减活动项目；调整资源分配或投入。一、二级进度计划修改要征求业主同意，三级至六级进度计划修改须经总承包单位或监理审核批准。

设计和设备供货商进度控制 合同中必须详细规定各类设计文件和设备材料的交付时间，设立合理的里程碑，通过支付和奖罚控制进度。设计和设备制造三级进度、设计接口清单、设计文件目录、设备材料采购交货管理数据库等要及时提交给项目管理单位，进行内容正确性和完整性审查。承包商要根据设计进度，及时更新设计文件目录和设备材料数据库，每份设计文件应在出版前6个月编入文件目录中，并给出预报出版日期。

施工承包商进度控制 施工管理部门负责三级至六级进度计划的管理与控制，通常在合同中明确规定适用的工程进度计划文件。选择有重要意义和关键路径上的进度目标作为合同关键日期，承包商必须按照规定的里程碑、关键日期编制和执行三级至六级进度计划。通过采用完工工程量和支付里程碑控制进度，适当规定了关键日期和违约罚款等级。制订有效的工程量计算和审核管理程序，建立计算机网络系统，以保证及时准确的工程量统计。

gongcheng sheji guanli

工程设计管理 （project design management） 对设计单位的资源和组织措施、设计质量和设计进度所实施的

控制活动，以确保设计质量符合既定设计标准和准则的要求，设计进度满足工程进展的需要。根据核安全法规的要求，设计单位及其设计分包商必须按照业主发布的项目质量保证大纲的要求，制定自己的质量保证大纲。负责总体设计的设计单位，其设计质量保证大纲应报业主或业主委托的项目建设管理单位审查认可。根据核电厂建设的工程项目承包模式，工程设计管理可以由业主或受业主委托的单位（如工程公司）承担，内容包括设计进度和接口管理、设计分析管理、设计审查管理及设计变更管理。

设计进度和接口管理　核电工程设计的技术接口单位要按计划及时向设备制造商、施工承包方、业主和核安全监管部门提供相应的设计文件。设计单位将要出版的文件图纸事先提出清册，经业主审查后作为设计进度控制依据。由于核电工程由多个设计单位和供货商参与设计，存在大量、复杂的接口，通过建立接口控制手册，开发和利用接口数据库及计算机网络对设计单位之间、设计与供货商之间的接口交换过程进行动态管理，可以实现对接口交换记录的查询，并可对需交换接口的内容进行跟踪、预报，从而极大地提高接口管理工作的效率。

设计分析管理　业主/总承包商在合同规定的范围内监控设计单位的设计分析活动，确保得到的设计输出资料是建立在充分设计分析的基础上的。设计分析活动通常包括设计要求的分析，模型、方法、假设的比较与选定，计算和验证，基于计算机图像与实体模型的模拟分析、经验反馈，以及设计输出的评价与论证等。

设计审查管理　为了保证设计的正确性及设计文件在内容、格式等方面满足设计规范、上游文件和合同要求而对设计者提交的设计成果进行检查和确认的过程。对设计进行审查，特别对设计修改（变更）进行审查的目的是确保设计质量。设计审查范围包括核电厂布置及方案、系统设备的设计和计算书、调试及运行文件、土建和安装施工文件等。设计审查的依据是核安全规范和合同技术规定，设计审查的重点是由于规范标准的改变、运行经验反馈或制造工艺改进等原因引起的在参考电厂上所作的设计改进。

设计变更管理　除了设计方案改变、业主或电网的特殊要求等原因外，在施工、安装和调试过程中由于设计接口的改变、设计不符合项（包括设计错误）、施工安装过程中的不符合项、调试过程中的异常或事件等会引起设计上的修改（变更），必须审查设计修改的合理性和正确性。

参考书目

程平东，孙汉虹．核电工程项目管理．北京：中国电力出版社，2012．

gongcheng shigongtu sheji

工程施工图设计　(project detailed design)　在已批准的核电工程初步设计基础上深化和细化，为工程的土建施工、设备部件安装提供更详尽的图纸和文件。设计人员应根据初步设计的设想，详细分析有关法规、标准及各种接口条件，通过计算分析和经济比较，经优化后确定详细设计方案，在此基础上形成大量的计算报告、施工详图、技术规格书、手册、设备材料清单等供采购和施工安装使用。对初步设计描述不详或复杂工程项目还须先安排扩大初步设计。

工程施工图设计的主要目的是：为工程施工、安装及其监理的实施提供依据；为材料、设备的采购及非标设备的制造提供依据；为编制施工图预算提供依据；为最终安全分析报告的编写提供依据；为编写调试起动、运行维修文件提供依据；为工程的竣工验收提供依据。

工程施工图设计主要内容有：①各专业的详细计算分析报告，包括土建结构的整体和局部分析，管道、支架力学分析；工艺设备的容量、热工、水力、物料平衡计算等；②设备设计图纸与采购文件，包括非标设备制造图，设备采购技术规格书，设备材料及备品备件清单等；③土建施工详图，包括模板、配筋、预埋件、钢结构和装修等详图及其材料明细表；④机械设备安装图纸文件，包括设备布置图、管道安装详图、管道三维等轴图、支吊架组装详图及其材料清单；⑤电气设备安装图纸文件，包括电气设备安装图、端接图、电缆敷设清册等；⑥仪表安装图纸文件，包括仪表架、传感器布置图、端接图、电缆敷设清册等；⑦系统设计图纸与文件，如流程图、逻辑图、模拟图及整定值手册等。

除了工程技术方面的设计外，在工程施工图设计阶段还要编写工程预算书，作为投资拨款和竣工结算的依据。

gongcheng touzi kongzhi

工程投资控制　(project cost control)　使工程项目投资控制在预算范围内或尽量减少费用所进行的活动。核电工程项目投资主要用于形成固定资产，其余用于支付为保证工程建设顺利完成和保证项目充分发挥效益的各种费用。形成固定资产的投资比重增大，则体现工程技术的进步和管理水平的提高。工程投资控制一般是业主需要履行的责任，但是在工程总承包模式下，总承包单位代表业主承担控制投资的责任，对合理使用人力、物力、技术和资金，在保证工程质量前提下努力减少建设费用，最大限度地减少融资费用和减少汇率风险，把工程造价控制在批准的限额以内，并最终达到降低造价目的而采用的技术经济手段。投资控制要做好工程预算编制、投资估算、初步设计概算、施工图预算，建立投资控制机制，掌握投资控制关键与方法。

工程预算编制　科学合理编制工程预算，是工程投资控制的首要任务。各建设阶段要编制不同深度的工程预算。工程预算主要是考虑核电工程总投资的构成，包括工程费用、工程其他费用、预备费、建设期贷款利息、铺底流动资金。此外，首炉核燃料费的2/3计入工程投资内。其中：工程费用包括前期工程费、建筑工程费、设备购置费、安装工程费、运行维修工具及家具购置费。工程其他费用包括征地费用、建设单位管理费、研究试验费、可行性研究阶段费、勘察设计费、技术服务费、引进技术服务费、技术措施费、预算编制费、工程质保费、工程质量监督费、工程保险费、执照申请文件编制和评审费、役前检查费、联合调试运转费、生产准备费、办公及生活家具购置费、施工机构迁移费、特殊施工机械购置费、场地绿化费、供电贴费、其他方面费用。预备费包括选项和变更费用、价差预备费、不可预见费、风险预备金。

投资估算　确定项目投入资金基本参数和各项费用估算值，是可行性研究中财务分析和评价的基础，是评审初步设

计概算、签订设计供货主要合同、筹措资金和向银行申请贷款的依据。核电工程投资估算取决于项目建设规模、标准、厂址、技术方案、技术路线、资金来源。投资估算常采用参考电厂类比方法，选择适当综合系数。核电国产化比例和国家产业政策对投资估算有重要影响。财务评价是建设项目投资决策的重要内容，主要从项目投资的盈利能力、还债能力和敏感性进行分析。根据投资估算、核电厂主要技术和经济指标，计算平均上网电价、投资内部收益率、财务净现值、投资利润率和利税率。核电财务敏感性分析主要是测算外币汇率、工期和税金等方面变化对上网电价的影响。

初步设计概算　详细编制从项目筹建到核电厂竣工验收的全部费用和资金流，是工程投资控制的主要依据。由符合资格的设计单位编制，要严格执行国家政府主管部门和银行颁布的有关法令和规定。初步设计概算书包括编制说明和概算表。编制说明包含工程概况、编制依据、概算编制方法和取费标准、投资分析、其他说明。概算表编制深度达到三级概算科目：总概算表、单项工程综合概算表、单位工程概算表。总概算应按基础价、固定价、建成价分别列出。

初步设计概算的编制方法是从单位工程概算编制开始，经过三级汇总而成。单位工程概算的设备费常采用合同价或市场价，建筑安装工程费采用费用定额或概算指标法计算。建筑安装工程费是根据工程量套用建筑安装工程费用定额，计算出直接费，即材料费、人工费、施工机械台班费之和，再根据有关取费标准计算其他直接费、间接费、计划利润和税金。概算指标法是采用建筑面积、建筑体积、设备重量、设备价值等指标进行计算。当初步设计深度不够，缺少详细工程量时，常采用概算指标法。

施工图预算　用于编制合同招标标底和审核施工费用。编制施工图预算是根据施工图确定工程量，再套用建筑安装工程费用定额，由于计算工作量大，常采用计算机辅助编制。合同标底是指合同招标的预期价格，是评标的依据。编制标底的依据是施工图预算和批准的概算，还需考虑工程质量特殊要求、材料价差、地理条件、工期风险等因素。

投资控制机制　项目建设单位必须建立预算编制、执行和监督控制程序，按分级授权、分工负责、归口管理的原则，将总预算分解到各项预算控制中心。明确各中心负责人对其控制的预算执行结果负责，确保各项费用在发生前都经过各职能部门严格审核、批准，使立项、承诺、支付和变更控制在批准的预算范围内，并定期提交预算执行情况统计分析报告。

投资控制关键　项目投资控制贯穿于项目建设全过程，影响项目投资的关键阶段在项目筹建和设计阶段。项目建议书和可行性研究影响最大，初步设计影响其次，施工图设计的优化对降低投资也很可观。因此，项目勘察数据必须准确，技术路线选择和政策方针确定宜慎重，技术方案论证时要多方案比较，要注意采用成熟的、经过验证的先进技术和设备。此外，在施工管理中抓好招评标、工程量审核与支付控制、修改（变更）与索赔控制、工程结算各个环节，特别是根据核电工程的特点分析修改技术方案对投资的影响及索赔的处理，使工程投资始终控制在预算范围以内。

投资控制方法　主要是严格实行合同招标制、工程支付控制和规避汇率和利率风险。在设备、材料采购、施工承包和技术服务中严格执行合同招标制，通过市场平等竞争，签订公平契约，选择守信誉、有工程技术和管理经验的供货商和承包商，对控制工程投资至关重要。要严禁转包行为。

供货商或承包商在完成相应的控制点或里程碑后，必须提交必要的质量和工程量完工证明文件，经监理和业主共同审查认可后方可按合同支付。

合同签订后尽量减少修改（变更），若设计必须变更，承包商可能提出设计变更的索赔，按照合同条款赋予业主方的有利因素，应尽可能考虑双赢的处理策略，一方面使工期少受或不受影响，另一方面又给予承包商适当的经济补偿。因此，对商务问题的处理，应做到及时而不积压，使承包商与业主的目标趋向一致。

注意国际金融市场汇率变化，及时做好长期外债掉期和利率封顶保值，避免货币汇率和利率的风险。

gongcheng zhiliang kongzhi

工程质量控制　(project quality control)　为达到工程质量要求所采取的作业技术和保证活动，从功能角度而言，质量控制是质量保证的组成部分。核电工程由于具有投资大、周期长、工艺复杂和质量要求高等显著特点，特别是核安全要求尤为重要，因此，工程建设质量管理成为一项非常重要的任务。核电工程中对重要物项和服务的质量具有影响的单位或组织，必须按照合同及核安全法规的要求建立质量保证体系。在核电工程建设中，工程质量控制一般分为内部质量控制和外部质量控制。内部质量控制是建设单位（业主）内部为保证工程建设质量而采取作业技术和质量控制活动。外部质量控制，通常也称为质量监督，是建设单位（业主）对工程总承包单位、设计院、制造厂或施工安装单位执行的质量控制活动。核电工程质量控制包括设计、制造、建造过程中的质量控制。

设计过程的质量控制　设计过程的质量主要取决于设计和研制过程的质量控制，设计过程的质量控制内容包括：提出合理的产品目标方案；通过对产品目标方案的设计审查、工艺验证和试制鉴定，保证产品有良好的适用性和制造工艺性；通过对产品设计质量的经济分析控制产品质量的经济性。

制造过程的质量控制　为了使制造过程中能够稳定地生产出合格产品，应严格执行质量标准和工艺规范，对制造过程进行有效的控制，掌握质量动态和加强工序质量控制。在制造过程的质量控制中，工序质量控制是关键环节。（见设备制造质量监督）

建造过程的质量控制　承担建筑和安装的施工承包商必须按营运单位的质量保证大纲，建立建造质量保证分大纲，对材料采购、施工文件、施工工艺过程、施工记录的质量进行控制。施工阶段是质量控制的重要环节，核电工程一般委托有资质的单位担任监理，全过程监督施工的质量。按照施工阶段的质量控制原理，必须实施事前、事中、事后控制，而事前控制是重点。

事前控制　包括：施工标准、规范的复核；审查施工单位编制的施工组织设计、工程程序和质量跟踪文件等施工文件；施工图纸文件、技术要求等设计文件的跟踪和审查；设

备、材料等供货情况跟踪与到货验收；设备基础移交检查；现场施工环境和条件的检查；施工单位采购的物资、施工机械设备等的检查；施工单位现场测量放线检查；施工单位人员上岗资质的控制与检查。

事中控制　通过巡检、旁站监督和检测的方式做好现场施工质量的见证和监督控制，确保现场实体施工与设计文件高度一致，杜绝上一道工序不合格就进入下一道工序。内容包括：根据质量跟踪文件和工作程序见证和测量质量控制点[停工待检点（H）/见证点（W）]；比对现场施工与文件要求的一致性；检查现场施工和试验人员的资质和设备及工具的有效性；审查现场变更实施方案，并跟踪执行；审查现场不符合项实施方案，并跟踪处理情况；安排设备供货商处理其设备相关问题；审查施工单位上报的月度工程量；参与质量事故的调查取证和处理。

事后控制　通过组织施工完工验收把好施工的最后质量关。监理工程师在收到施工单位的完工验收申请文件后，应做到：对应现场的施工状态，审查申请文件；确保现场实体状态与设计文件高度一致；审查申请文件中的现场变更和不符合项处理关闭情况；审查申请文件中遗留项的符合性，并与下游接收单位协商移交的可行性；组织相关单位现场验收检查，签署检查意见单；监督并复查根据检查意见单的现场执行完成情况；签署验收移交证书；根据下游接收单位要求和执行条件，安排好遗留项的处理和支持服务工作。

gongzuo changsuo fushe jiance

工作场所辐射监测　(radiation monitoring of working place)　为获取工作人员工作环境和与其从事操作有关的辐射水平数据而进行的监测，以及对测量结果进行的分析和解释。

工作场所辐射监测的主要目的是：①确定工作场所辐射水平，确认安全程度；②为估计在场工作人员可能受到的照射和工作场所安全评价提供基础资料；③及时发现污染事件和事故征兆，以便及时采取对策，防止污染扩散或事故扩大。工作场所辐射监测的资料还可用来鉴定操作过程和设计特性的优劣，并为工作场所的分区和个人监测计划的制定提供依据。

工作场所辐射监测分类　通常可分为常规监测、与任务/作业相关的监测和特殊监测等。

常规监测　一种确认性质的监测，同连续作业相联系，目的在于表明工作环境对连续操作来说是恰当的，并未发生需要对操作程序作重新评价的变化。可使用连续工作的固定式场所监测仪，以判断是否发生异常或紧急情况。

与任务/作业相关的监测　对特定作业进行检查或为某项操作行动的决策提供必要依据所进行的监测。通常用便携式仪器来完成，并应该给出工作期间可能累积的剂量的预测。

特殊监测　主要针对下述两种场合：①为适当地监控工作环境所必需的资料尚不够充分；②有可能发生事故或怀疑发生了事故的操作。特殊监测的目的在于为辐射防护和制定操作程序提供更详尽的资料，因此特殊监测应当有明确的目标和期限，一旦目标已达到，就可由常规监测或与任务/作业相关的监测来取代。

监测对象分类　包括外照射监测、表面污染监测、空气污染监测等内容。

外照射监测　选用适当的辐射监测仪表，对工作场所进行的巡测，测定周围剂量当量或定向剂量当量。目的在于确定辐射场水平，检查工作场所外照射控制效果，鉴定操作程序的合理性，控制工作人员在现场停留时间和空间，并为个人剂量监测的必要性提供依据。

关于监测计划的制定，对于常规监测：①任何能产生辐射的新装置交付使用或现有装置发生或可能发生重大变化时（如反应堆或临界装置的起动或关闭后重新起动），必须巡测其周围区域；②常规监测的频度取决于工作场所辐射水平预期的变化，若辐射场不易变化，只需一般性巡测，若易变化，则应预先选定监测点进行周期性监测；③如果工作场所辐射水平有突然迅速增加的倾向，且其变化的严重程度又难以预料，则需在工作场所设置可连续工作具有报警功能的监测系统。

对于与工作相关的监测，监测方案的制定在很大程度上取决于所进行的作业对辐射场的影响。如果操作本身对辐射场的干扰不大，只对工作人员所在区域的剂量当量率进行巡测即可，但每次操作前均应巡测。若操作本身对辐射场影响很大，则需对整个操作过程进行一系列的测量。β辐射场易受操作程序的影响，对β、γ混合辐射场要注意操作监测引起β、γ剂量率比值的变化。

表面污染监测　为检查工作场所设备、工作台、地面、墙壁、工作人员体表和工作服等表面是否有放射性物质污染而进行的监测。主要目的是：①及时发现污染事件，以便采取相应的措施，防止污染扩散；②检查污染控制措施是否有效，操作是否违反规程；③确定表面沾污水平，为采取去污措施提供依据；④为制定个人和空气监测计划或修改操作程序提供必要的资料。

表面污染监测方案的设计要考虑以下几个方面：①根据工作场所的实际状况和经验确定监测周期和监测方法。可以用直接或间接监测方法对场所内具有代表性的表面进行监测。②对于缓慢扩散的污染，要定期检测清洁工具、工作鞋、手套等具有代表性的物件表面。③对可能发生大量或急剧扩散的污染的工作场所，必须在出口两侧均设监测点，以确保工作人员离开工作场所时无污染或沾污水平低于控制水平。④与任务/作业相关的监测是常规监测的补充。在操作过程中及操作结束后，测量与操作相关的设备表面或物件表面，有助于控制污染的扩散。与工作相关的监测还包括检查移出工作场所的物件。⑤在使用密封源的工作场所，密封源有可能泄漏，必须定期检查源的密封性，一般用擦拭法测量表面污染。检查周期取决于源的等级和使用情况。

空气污染监测　确定工作场所放射性气体和气溶胶活度浓度所进行的监测。吸入气载放射性物质是工作人员受到内照射的主要途径，因此，空气污染监测是控制内照射的重要措施，其主要目的是发现意外气载放射性污染，以便及时采取对策，并为制定内照射监测方案和调查或估算群体摄入量上限提供资料。

关于监测方案的制定，要考虑以下几个方面：①在操作大量放射性气体、挥发物的场所和经常污染空气的操作岗位，如铀矿冶、核燃料循环设施等；②在工作场所若干个选

定的能代表工作人员呼吸带的位置设置采样器，根据采集样品中的活度确定空气中放射性浓度，取样数目和周期根据空气放射性浓度的变化而定；③为了估算个人的摄入量，必要时工作人员要佩带个人空气采样器；④为探测易发生异常的气载放射性污染，在工作场所应设置连续采样的监测系统。

监测结果的分析 工作场所的外照射监测只能给出辐射场性质和辐射水平随空间和时间的变化。由于工作人员在工作场所内的活动方式难以控制，因此监测资料用于估算工作人员器官或组织的剂量当量有一定困难，但可作一些简化的假设。在辐射水平足够低的场所，假定工作人员在工作期间始终处于工作场所内剂量当量率最高处，于是可以估算出可能接受的剂量当量上限，此时不需要限定工作人员在工作场所内的活动时间；如果工作场所辐射水平很高，则必须限定工作人员在高剂量率区域的活动时间。对与工作相关的监测的评价往往是针对特定的工作时间进行的，在此时间内，工作人员接受的剂量不应超过辐射防护管理部门规定的控制值。

表面污染水平与工作人员受照剂量之间的关系难以定量表示，但当表面污染水平保持在适当的控制限值之下时，就已表明对污染的控制是有效的，在现场的人员无异常内污染，一般可不进行其他项目的监测。如果沾污水平超过控制限值，应调查污染源，并根据具体情况确定是否应进行个人内污染和空气监测。由于 α 和 β 放射性核素危害不同，应分别进行监测和评价。

空气污染监测数据可用来估算工作人员在一定期间内的总摄入量。估算结果可与防护标准的有关限值比较。由于工作场所空气中放射性浓度随时间、空间变化可能很大，因此要估计区域采样的代表性，应与个人空气采样器测量结果比对，并作适当的修正。此外，在评价危害时还应计及气溶胶粒度分布，必要时引入校正因数。

gonglü kuisun

功率亏损 (power defect) 在压水堆核电厂中，反应堆从某一功率水平 P_1 升高到另一功率水平 P_2 时反应性功率系数的积分值，即 $\int_{P_1}^{P_2} \frac{d\rho}{dP} \cdot dP$（见反应性系数）。在压水堆核电厂中，由于功率升高向反应堆堆芯引入一定的负反应性，使反应堆的反应性损失了，因此称为功率亏损。压水堆核电厂实际运行时，反应堆功率升高过程中（通常通过提升控制棒实现），由于负的反应性功率系数产生的功率亏损向堆芯引入了负反应性，抵消了控制棒提升引入正反应性的作用，因此，当功率上升到欲定功率时，必须不断地提升控制棒来补偿由功率亏损向堆芯引入的负反应性，才能保证在此功率水平下稳定运行，从而维持反应堆处于临界状态。否则，反应堆就会处于次临界状态，功率就会下降。压水堆核电厂运行中，正是由于功率亏损，使得反应堆稳定在不同功率水平时，临界控制棒位是不同的，功率越高，临界棒位越高（假定反应堆内硼浓度不变，都处于氙毒平衡状态）。

gonglü yunxing shiyan

功率运行试验 (power opration test) 提升反应堆功率逐级逼近满功率的试验和满功率试验。功率运行试验要在规定的功率水平下进行一系列的稳态和瞬态试验，典型的功率分级为满功率的 10%、25%、50%、75%和 100%。国家核安全主管部门对某些功率台阶设置控制点，要达到这些功率台阶进行试验须事先获得核安全监管机构的批准。

试验目的 获取在将功率提升到满功率之前仪表和控制调整的基准数据，对主要静态和动态特性参数进行评价；确定核蒸汽供应系统的运行参数，对初步测量结果进行必要的修正，检查参数与设计值和验收准则的符合情况；检查和调整核仪表及热工仪表通道的整定值并作最终整定；确定运行必需的堆芯基准特性参数，以验证有关核参数的设计准则和安全准则，验证安全分析报告中的假设条件；在瞬态工况及从满功率到带厂用负荷而不引发保护动作的情况下验证控制通道性能的正确性；在预期瞬态的情况下，检验核电厂控制系统的应变能力。

试验过程 对于压水堆核电机组，在功率到达 $10\% P_N$ 时，进行汽轮发电机组的试验以实现将机组首次并入电网，进行丧失厂外电源切换到柴油发电机的试验；在功率为 $15\% P_N$ 及以上时，进行主蒸汽旁路控制试验、控制棒控制系统投自动试验及旁路给水调节阀与主给水流量调节阀的切换试验等，然后逐级提升到不同的功率台阶直至 $100\% P_N$ 满功率。在每一次提升功率之前，都要对反应堆保护整定值进行调整，使其偏于保守。

稳态和瞬态试验 在每个功率台阶，都要稳定运行一段时间使反应堆氙浓度达到平衡状态，才能进行稳态工况下的试验，包括：对用于监测反应堆功率的堆内外核测仪表的参数进行测量和刻度；测量堆芯功率分布、热平衡测量和冷却剂流量测量，校核反应堆热工特性；测量反应性功率系数、功率亏损和反应性系数，检查反应堆物理特性；在某个功率台阶上的一束最大效率控制棒束的抽插试验。在此期间，还要进行二回路系统和设备的试验，包括除氧器水位和压力控制试验，主给水流量调节试验及发电机性能等试验，以验证汽轮发电机组和二回路系统在各个功率台阶直至满功率运行时的性能。然后在瞬态工况下对核蒸汽供应系统的控制系统进行试验，包括 $\pm 5\% P_N$/min 线性变化和 $10\% P_N$ 阶跃试验，分析控制通道的响应时间，以证明机组正常运行能力和整定值正确性。此外，还要进行反应堆紧急停堆和机组失去厂外负荷至带厂用负荷运行等试验，检验控制保护系统的响应能力。

在功率运行试验过程中，有关的运行和试验规程将得到验证，并为运行操纵人员提供一个熟悉全厂运行的好机会。

试验完成后，在核电厂商业运行之前还要根据合同和调试大纲的规定，完成机组的性能试验和示范运行。（见核电厂性能试验）

guanxing yueshu zhuangzhi

惯性约束装置 (inertial confinement device) 由驱动器、靶室、聚变靶及诊断设备组成，其中驱动器是最主要的部件。研究内容包括驱动束与等离子体的耦合效率、燃料等熵压缩过程、聚爆对称性、消融压强和点火机制等，点火机制为研究重点。

驱动器 惯性约束采用的驱动器有激光驱动器、离子束驱动器和强流 Z 箍缩装置，均为技术复杂的大型设备

且造价昂贵，要求提供极高功率/极短脉冲的激光束、粒子束或大电流（激光束脉宽几纳秒、功率为 10^{14} W 以上，粒子束脉宽几纳秒、功率为 10^{14} W 以上，Z 箍缩装置电流脉冲为 60MA 以上、上升沿小于 10ns）。美国的国家点火装置（NIF，造价 35 亿美元，2009 年投入实验）能产生 192 束紫外激光，总能量为 1.8MJ，脉冲宽度几纳秒；美国的 Z 箍缩装置电流输出已达到 38MA。

靶室及聚变靶 靶室是聚变靶的栖身之处，一般由不锈钢或铝材料构成，具有一定的几何对称性（钟罩形、柱形或球形）。为了提高聚变靶对激光或粒子能量的吸收效率，避免靶室周围的诊断设备加高压时打火，靶室须保持一定真空度。聚变靶一般是充注高压氘-氚气体的玻璃微球或塑料微球，其尺寸大小与驱动器的功率水平密切相关。NIF 上的聚变靶尺寸已达毫米量级。

诊断设备 诊断设备用于测量驱动器的输出参数、核聚变反应的物理过程和特征，以及核聚变中子参数等。通过这些测量，可以不断优化聚变靶的设计和驱动器的参数选择。

Guoji Fangshe Fanghu Weiyuanhui

国际放射防护委员会 （The International Commission on Radiological Protection，ICRP） 促进辐射防护科学发展的公益性团体，特别是在辐射防护的所有方面提出建议书和导则。ICRP 设主委员会和常设分委员会，现有 5 个常设分委员会。第 1 分委员会涉及辐射效应，辐射对人体的影响，考虑诱发癌症和遗传疾病的危害（随机效应）及辐射作用的基本机制，也考虑诱导组织/器官损伤和形成缺损的危险、严重程度和机制（确定性效应）。第 2 分委员会涉及辐射剂量，内外辐射评价的剂量系数的发展，参考生物动力学和剂量学模式以及工作人员和公众成员参考数据的发展。第 3 分委员会涉及医学中的辐射防护，有关在电离辐射用于医学诊断、治疗或生物医学研究时，人和未诞生婴儿的防护。第 4 分委员会提供对所推荐的防护系统在职业性和公众辐射所有方面应用的忠告，它也充任与其他有关电离辐射防护的国际组织和职业社团主要接触点。2005 年成立的第 5 分委员会涉及环境保护，免受核污染。主委员会成员由 13 人组成，委员的选择是根据本人在辐射防护、物理、保健物理、生物学、医用放射学、遗传学、生物化学、生物物理和其他相关学科领域的成就来确定，并适当考虑专业知识的平衡而不是国家之间的平衡，但一个国家的成员不得超过 3 人。分委员会通常由 16～18 人组成。



ICRP 成立于 1928 年，当时称为国际 X 射线和镭防护委员会，后改称为国际放射防护委员会。从 20 世纪 50 年代末，ICRP 开始出版系列出版物，到 1998 年底已出版了第 78 号出版物。其中基本建议书是 1959 年发表的第 1 号出版物《国际放射防护委员会建议书》（1958）。随后发表的有第 9 号出版物（1965）、第 26 号出版物（1977）以及第 60 号出版物《国际放射防护委员会 1990 年建议书》。ICRP 在 2007 年发表了新的建议书（ICRP-103），IAEA 在 2011 年发表了新的标准，中国已发表了新的标准（GB 18871）。ICRP 在第 60 号出版物中引入了实践和干预的概念，提出了控制医疗辐射的原则，增加了环境辐射的篇幅，以及有关潜在辐射的专门段落。职业辐射限值从 50mSv/年降至在连续 5 年间平均为 20mSv/年，任何单一年内 50mSv。公众个人限值为 1mSv/年，当连续 5 年间年平均剂量不超过 1mSv 时，允许某年高于 1mSv。根据 ICRP 1990 年建议提出的基本原则和定量要求，国际原子能机构（IAEA）、联合国粮食及农业组织（FAO）、国际劳工组织（ILO）、经济合作与发展组织核能机构（OECD/NEA）、泛美卫生组织（PAHO）和世界卫生组织（WHO）在 1990 年共同倡议，并于 1997 年发布了《国际电离辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》（IAEA 安全丛书第 115 号）。

ICRP 的建议书实际上已成为有关国际组织制定标准的基础。各国在制定放射防护标准时，也是以 ICRP 建议书为基础的。ICRP 作为一个民间学术团体，客观上已成为一个有关放射防护的权威机构。中国科学技术工作者直接被邀请参加 ICRP 的活动是 1978 年。中国于 1974 年发布的 GBJ 8—1974《放射防护规定》中采用了 ICRP 推荐的剂量限值和某些基本概念。在 20 世纪 80 年代中期修改发布的辐射防护规定则采用了 ICRP 第 26 号出版物提出的基本原则。ICRP 1990 年建议书发表后，1994 年卫生部、原国家环境保护局、国家核安全局和原中国核工业总公司决定：成立国家辐射防护标准修订联合起草小组。在修订中采用了 ICRP 1990 年建议书提出的基本原则。

guoji hebaozhang jiandu

国际核保障监督 （nuclear safeguard） 根据国际条约的规定，授权国际原子能机构（IAEA）建立并实施的国际核查机制，也称核保障，是国际防止核武器扩散体系中非常重要的环节。

国际核保障监督的目的，是阻止签署核保障监督协定的国家将其接受 IAEA 保障监督的核材料转用于生产核爆炸装置或其他军事目的；向国际社会保证，有关国家遵守其核不扩散的承诺。国际核保障监督的技术目标是，及时发现显著量的核材料从和平核活动转用于军事目的，并通过早期觉察的可能来阻止这类转用。

国际核保障监督的法律基础是有关的国际条约和协定。《国际原子能机构规约》规定，IAEA 的职能之一是制定并实施核保障监督措施，确保在其监督下提供的特种可裂变材料及其他材料、服务、设备、设施和情报，不致用于推进任何军事目的；经当事国请求，对任何双边或多边协议，或经一国请求，对该国在原子能方面的任何活动，实施核保障监督措施。

核保障监督协定大致分为 3 类：①全面保障协定。由已加入 NPT 条约的无核武器国家与 IAEA 签订的协定，授权 IAEA 对该国的所有核材料实施监督。②单项保障协定。主要由未加入 NPT 条约的无核武器国家与 IAEA 签订的协定，授权 IAEA 对该国特定核材料或核设施实施监督。③自愿保障协定。由核武器国家与 IAEA 签订的协定，授权 IAEA 对该国自愿提交的核材料或核设施实施监督。

核保障监督的基本方面主要包括核材料的物料衡算、现场视察等。核材料的物料衡算分为设施级、国家级和国际原子能机构级等 3 级。设施级物料衡算的主要任务，是划分核

材料平衡区，保存各平衡区核材料数量记录，测量和记录核材料在平衡区之间的转移，通过实物盘存定期确定某个平衡区内核材料的数量等。国家级物料衡算的主要任务，是编制国家核材料衡算报告并提交 IAEA，保证正确地遵守衡算程序和安排，对 IAEA 视察员的接触权限作出安排，对设施的核材料衡算系统作出规定等。国际原子能机构级物料衡算的主要任务，是利用各种视察方法独立核实核材料的数量和地点，检查衡算和运行记录，核对记录与衡算报告，进行独立测量，确定国家核材料衡算的有效性，向当事国提供 IAEA 的核算结果报告，向 IAEA 理事会提交《保障执行报告》等。现场视察可分为初始视察、特别视察、例行视察、专门视察、不通知视察等。IAEA 现场视察工作主要包括：检查记录，对核材料进行独立测量，校验监视用仪器，使用监视和封隔措施以及其他技术上可行的方法。IAEA 视察员有权接触的地点有：初始报告中指明有核材料的场所，已通知 IAEA（与进/出口核材料有关）的任何地方，辅助安排中确定的核设施中的关键测量点。

IAEA 致力于加强其核保障监督体系，特别是将核查的重点从核查当事国已申报的核材料、核设施和核活动转为探查该国未申报的核材料、核设施和秘密的核活动，以加强其核保障监督的有效性。1997 年 5 月，IAEA 理事会通过了保障监督协定附加议定书范本，要求已与 IAEA 签订保障监督协定的所有国家，尽早与 IAEA 缔结附加议定书，以授权 IAEA 在该国实施新的核查措施。IAEA 核保障监督的新核查措施包括：要求当事国向 IAEA 提供有关本国核及与核有关活动的详细资料，扩大 IAEA 视察员在该国核及与核有关现场进行核查的权利，允许 IAEA 视察员进行环境取样监测等。

截至 2012 年 12 月，已有 193 个国家（地区）与 IAEA 签订了保障监督协定。中国于 1988 年与 IAEA 签订了《关于在中国实施保障监督的协定》，属于自愿保障协定，根据规定自愿将部分民用核设施提交 IAEA 进行保障监督。截至 2012 年 12 月，IAEA 仅对中国秦山核电厂和陕西铀浓缩厂实施保障监督。

guoji hemaoyi

国际核贸易　（international nuclear trade）　国际间有关特种核材料或核领域内的任何其他放射性物质、仪表、设备和工厂成套装置等方面物项和/或服务的贸易统称。国际核贸易主要包括核电厂贸易、核燃料循环贸易。国际核贸易因为涉及扩散核武器的危险而受到国家的严格限制。

20 世纪 60 年代，国际核贸易由美国垄断。70 年代以后，国际核贸易虽走向多极化，但仍为美国、英国、法国、德国、日本等核大国所控制。1976 年，这些国家为了防止核武器扩散，协调了核贸易的出口政策，并制定了《核转让准则》和《触发清单》，对供应国出口核材料和设备以及接受国进口核材料和设备作了种种限制。这些限制包括供应国必须严格控制敏感技术及相关设备的出口（即生产富集铀、重水和分离钚的后处理技术及设备）。接受国必须正式保证决不把引进的技术和设备用于获得任何核爆炸装置，并置于有效的实体保护之下，防止擅自使用和处理；接受国际原子能机构的保障监督和不得擅自再转让从供应国获得的核技术和设备。

中国于 1997 年公布了《中华人民共和国核出口管制条例》，要求接受国政府保证不将中国出口核材料和设备用于任何核爆炸目的，给予实物保护，接受国际原子能机构的保障监督和不向第三方转让。

核电厂贸易　核电厂的主要输出国是美国、德国、日本、韩国、法国、加拿大和俄罗斯。20 世纪 70 年代是核电厂贸易的全盛时期，1974 年世界核电厂反应堆的订货达 52 座。20 世纪 80 年代世界核电厂的订货大幅度下降，国际间的核电厂贸易也呈现一片萧条景象。世界著名的核电厂贸易公司有美国的西屋电气公司、通用电气公司，德国电站联盟，法国法马通公司，加拿大原子能有限公司以及俄罗斯原子能建设出口公司和俄罗斯技术出口公司。核电厂贸易包括整个核电厂贸易和核电厂中个别部分、设备及装置贸易两类。另外，根据进口国核电厂国产化的能力，核电厂贸易按合同方式可分为：①交钥匙承包合同。在这种合同中，总的工程管理和工程设计、建设的责任都由主承包商承担。中国秦山第三核电厂就是采用这种合同模式，由主承包商 AECL 承担该项目设计、建造、调试和项目管理的全部责任。巴基斯坦从中国进口的恰希玛核电项目也是交钥匙合同模式。②大块分包合同。在这种合同中，一般分成 2～5 块，其责任由几家分包商分担，而其中一个分包商（通常是工程建设公司）或业主负责总体设计和协调工作。③零散分包合同。在这种合同中，分合同数目可多达上百个，整个工程项目完全由业主直接管理。

核燃料循环贸易　在核燃料循环内进行的种种国际贸易。其内容包括天然铀贸易、富集铀贸易、燃料组件贸易、后处理贸易、重水贸易和其他贸易。

天然铀贸易　早期由美国控制，价格是人为规定的。天然铀贸易的主要市场在美国和西欧。澳大利亚、哈萨克斯坦、尼日尔、加拿大、俄罗斯和南非是天然铀的主要出口国，美国、法国和日本是天然铀的主要进口国。国际上，天然铀的贸易合同有长期合同和现货合同两种形式。①长期合同。一般指 5 年内按计划交货的合同。这种贸易合同是买主为保证获得天然铀长期稳定供应与生产厂家或铀贸易公司签订的，长期合同中天然铀的价格主要由生产成本决定。②现货合同。立即交货或一年内交货的合同，其价格完全取决于当时的市场供求情况，因此，这种合同的天然铀价格起伏往往很大。

富集铀贸易　一般采取委托加工富集的形式进行，即由用户与生产国或公司签订加工合同，由用户提交原料天然铀或六氟化铀，由生产国（或公司）进行加工，并按消耗的分离功数量收取加工费。1974 年前，国际富集铀贸易完全由美国控制，当前，富集铀的主要供应者是美国、俄罗斯和法国。国际富集铀贸易合同的形式有三种。①按需供应合同。有效期可达 30 年，是按用户的要求给指定的核电厂提供合同期间所需的富集铀。②长期合同。由于用户必须有 10 年内的确定的提货计划，十分有利于生产厂（或公司）生产计划的安排。③可调整的固定合同。提货计划的确定周期为 5 年，而且每年提货的数量允许有 20%的波动范围，尾料富集度也可由用户自由选择。因此这种合同灵活性大，对用户非常方便。多数合同属于此种合同。

燃料组件贸易　通常随核电厂的贸易一起进行。当一个国家从另一国家进口核电厂时，其第一炉燃料组件均由核电厂的供应国提供，有的进口国还与出口国签订了长期的燃料组件供应合同。燃料组件的供应国主要是美国、俄罗斯和法国。

后处理贸易　通过用户委托后处理厂（或公司）处理乏燃料的形式进行。西方国家中，只有法国和英国具有商业性的后处理厂，它们垄断了西方的后处理市场。俄罗斯也有一个小型的商业性后处理厂，它控制了东欧和芬兰的后处理市场。按废物是否返回的原则，国际后处理的合同可分为两种。①废物不返回合同。法国和英国早期与用户签订过的合同。在这种合同中，后处理产生的全部废物保留在后处理厂的所在国内，不返回用户。②废物必须全部返回合同。又称基本用户合同。在这种合同中，规定用户要按处理乏燃料的数量分担后处理厂的投资费用以及全部废物必须返回用户所在国。用户违约不接受或推迟接受返回的废物，将被课以重罚。

重水贸易　重水的主要出口国是加拿大、俄罗斯和美国，主要进口国是日本、韩国和印度。由于国际上重水堆发展缓慢，国际重水贸易的数量十分有限。

其他贸易　主要包括同位素（见核素）制品及核仪表的贸易，品种繁多，主要有^{60}Co 源、放射性药物和制剂、核仪表等。^{60}Co 源的国际市场由加拿大控制，英国是放射性药物和制剂最大的供应者。国际上经营核仪表的公司和厂家有几千家，美国、英国、法国、日本是核仪表的主要出口国。

guoji reheshiyandui

国际热核实验堆　（international thermonuclear experimental reactor，ITER）　1985 年由美国和苏联首脑倡议、国际原子能机构（IAEA）支持的超大型国际合作项目，旨在验证磁约束核聚变的科学可行性和工程技术可行性。1988 年，欧盟、美国、日本、苏联四方开始工程设计，于 1998 年完成工程设计。其后，于 2001 年对原设计方案进行修改。修改后，造价由 100 亿美元降至 50 亿美元。根据《国际热核实验堆联合实施协定》，ITER 装置建在法国南部的卡达哈什，建设周期 10 年、建成后运行 20 年、退役期 5 年，预计 2020 年建成。ITER 汇集了近 50 年来全世界磁约束核聚变研究的主要科学和技术成果，建成后，除集成验证稳态燃烧等离子体科学规律和先进托卡马克装置运行模式外，还将部分验证核聚变堆的工程技术问题。

概述　国际热核实验堆装置见图 1。ITER 装置的输出（聚变）功率为 400～700MW，等离子体放电时间为400～3000s（装置主要设计参数见下表）。ITER 装置由复杂的子系统和部件组成，主要有超导磁场线圈系统、真空室系统、真空室内部件、低温杜瓦、水冷系统、低温站、等离子体加热和电流驱动系统、供电系统、加料和抽气系统、氚系统、诊断系统、遥控操作系统、运行控制和安全监控系统等。除少量直接从市场采购外，大多数部件需要进行研制并通过质量认证方能使用，涉核部件还必须通过法国核安全当局审查并发放许可证。在设计阶段，欧盟、美国、日本等用了近 14 年时间，花费约 15 亿美元进行 ITER 部件预研，解决了大部分关键技术和生产工艺问题。

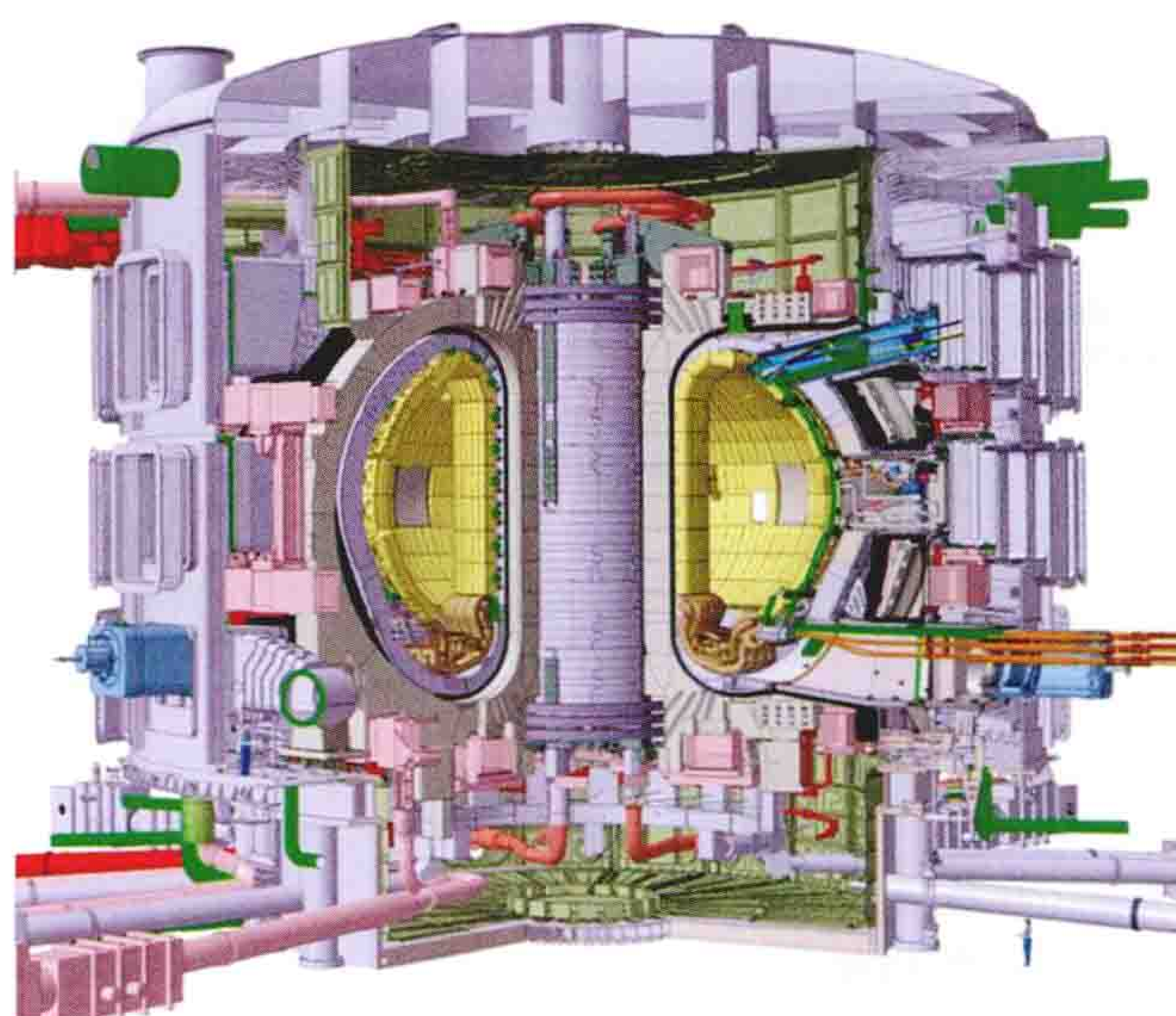


图 1　国际热核实验堆（ITER）装置

ITER 计划七方的权利和义务　中国于 2003 年 2 月参加 ITER 计划国际谈判，2004 年初正式申请加入该计划，2006 年 11 月 21 日，与欧盟、日本、韩国、俄罗斯、美国和印度六方共同签署《国际热核实验堆联合实施协定》，成为正式成员。根据联合实施协定，ITER 装置选址法国，欧盟承担总经费的 45.45%，其余六方各承担 9.09%；各方贡献额中，90% 为实物（加工并提交装置部件），10% 为现金；各方已有的知识产权为背景知识产权，可在成员方之间有偿转让，装置上新产生的知识产权和研究成果则平等分享。各方按照相关部件的《采购包安排协议》（PA）加工或研制装置部件，在规定的时间节点将合格部件运抵现场，由 ITER 国际机构（IO）组织安装、调试和运行。

ITER 装置主要设计参数

项　　目	数据
总聚变功率 P_{fus}（MW）	400～700
中子壁负载（MW/m^2）	0.78
等离子体容积 V_p（m^3）	828
等离子体大半径 R（m）	6.2
等离子体小半径 a（m）	2
等离子体电流 I_p（MA）	15～17
椭圆度 k	1.7
安全因子 q	3
环向磁场 B_T（T）	5.3
加热与电流驱动功率（MW）	73～130
偏滤器位形	单零

部件研制及任务分摊　为了便于七方分摊 ITER 部件研制任务，将装置部件被拆分成 22 个采购包和 97 个具体包。中国承担 12 个具体包（分属 6 个采购包），分别为环向场和极向场线圈超导导体、磁体支撑、磁体馈线、校正场线圈、包层第一壁、包层屏蔽模块、气体加料和辉光放电清洗系统、高压变电站设备、交-直流转换器、电源无功补偿系统和诊断系统。研制费和加工费将达到 50 亿元人民币。为了组织实施 ITER 计划，国家设立了国际热核聚变试验堆计划专项，成立了中国国际核聚变能源计划执行中心负责项目管理。中国承担的采购包任务进展顺利。ITER 场址示意见图 2。



图 2 国际热核实验堆场址示意图

Guoji Yuanzineng Jigou

国际原子能机构 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 联合国系统内的一个专门机构，是世界政府间关于核领域科学技术合作的中央论坛和关于民用核计划的核保障与核查措施应用的国际视察机构。成立于 1957 年 7 月 29 日。机构总部设在奥地利维也纳。截至 2012 年 2 月，该机构共有 153 个成员国。其宗旨是：加速和扩大原子能对全世界和平、健康和繁荣的贡献，并尽其所能确保由其本身，或经其请求，或在其监督或管制下提供的援助不致用于推进任何军事目的。

机构 国际原子能机构的总干事任期 4 年。副总干事 6 人，分管行政司、核能司、核安全与核安保司、核科学及应用司、保障司及技术合作司的工作，并分别兼任各司司长。机构的决策机关是理事会。理事国原有 34 个，1984 年中国参加机构后变为 35 个。理事会中，美国、俄罗斯、中国等 13 个国家为指定的常任理事国，其余 22 个为选举的理事国，每年改选 11 个理事国。秘书处负责日常工作以及各种技术合作计划和安全保障计划的执行。在每年 9 月召开全体成员国参加的大会上，决定机构的大政方针，审定预算、决算、年度报告和计划安排。经费来源是各成员国按人均国民生产总值摊派的会费和自愿捐款。

活动 国际原子能机构的主要活动是促进原子能在农业、能源、工业、医学和科学各领域中的应用研究；促进国际技术转让和技术合作；召开各种会议，执行培训计划，向成员国人员提供进修培训，出版书刊，以促进核科学技术情报和工艺的交流；向成员国特别是发展中国家提供技术援助；实施国际核保障方面的工作（即对民用核计划中的核材料进行监督和核查，以防止用于军事目的）。在美国三里岛核电厂事故和苏联切尔诺贝利核电厂事故发生以后，国际原子能机构明显加强了核安全方面的工作，包括出版核安全标准（NUSS）和其他安全方面的书籍，召开各种核安全会议，提供包括派遣安全检查组在内的各种安全方面的援助。

出版物 国际原子能机构的重要职能是出版各方面的科技书籍和刊物：生命科学，核安全和环境保护，物理学、化学、地质学和材料科学，反应堆和核动力，工业应用，安全保障和视察，核法律，核信息系统。

国际原子能机构还与一些成员国和其他国际组织建立了联机检索数据库，即国际核信息系统（INIS）。收集了自 1976 年以来世界范围内核科学技术和平利用方面的资料，数据每月更新两次，并以每年约 9 万条的速率增加。中国的联机检索终端设在北京中国核科技信息与经济研究院。

guoji yuanzineng jigou heanquan jianguan zonghe pingjia

国际原子能机构核安全监管综合评价 (integrated regulatory review service of International Atomic Energy Agency, IRRS of IAEA) 应成员国的请求，国际原子能机构（IAEA）组织国际核安全专家，参照 IAEA 的核安全标准和国际良好实践，对成员国的核安全监管体系开展的综合评价活动。目的是强化成员国核设施安全、辐射安全、放射性废物安全和放射性物质运输安全等监管体系的效率和有效性；同时，通过参与国专家的交流和沟通，可以有效地促进良好监管实践在国际范围内的广泛反馈和共享，提高核安全水平。评价范围包括监管政策、技术等诸多领域。

核安全监管综合评价的沿革和实践 2005 年前，国际原子能机构通过国际监管评价队对成员国的核安全监管体系进行同行评估；2005 年后，国际原子能机构对原有的同行评议进行梳理、调整和合并，扩充了评估范围，形成核安全监管综合评价机制，并有计划地对成员国核与辐射安全监管体系开展完整全面的同行评估。

截止到 2012 年，国际原子能机构已经对英国、罗马尼亚、法国、澳大利亚、日本、墨西哥、西班牙、德国、加拿大、乌克兰、俄罗斯、中国进行了核安全监管综合评价，获得请求并计划对巴基斯坦、捷克、保加利亚进行评价。

日本福岛核电厂事故后，2011 年 9 月国际原子能机构通过《核安全行动计划》，表示将进一步强化核安全监管综合评价，并发挥更加积极的作用，以提供核安全监管综合评价的有效性。拥有核电厂的成员国都应自愿并定期接受国际原子能机构核安全监管综合评价，并在专家组访问后的三年内开展一次后续跟踪工作组访问。

核安全监管综合评价内容及基础文件 申请国可根据实际需要确定核安全监管综合评价所评估的具体内容，其中 10 项核心内容为政府职责、总体安全管理体制、监管机构职责、监管机构的管理体系、行政许可、技术审评、监督检查、执法、法规导则、应急响应；专题内容为定期安全审查、运行经验反馈；可选内容为与核安保的接口；政策内容包括透明和公开、核设施长期运行和老化管理、人力资源和知识管理等。

国际原子能机构发布了一系列文件可以用于指导核安全监管综合评价的组织实施，主要包括《基本安全原则》(SF-1)、《促进安全的政府、法律和监管框架》[GSR Part 1 (2010)]、《核与辐射应急的准备和响应》(GS-R-2)、《核设施和活动的管理体系》(GS-R-3)、《核设施和活动的安全评价》(GSR Part 4) 及其下层导则类等文件。

核安全监管综合评价阶段及其报告 核安全监管综合评价一般分成三个阶段，首先由申请国使用国际原子能机构推

荐的工具和问卷，参照国际原子能机构有关文件进行自我评估。其次国际原子能机构核安全监管综合评价专家团将对申请国进行为期约两周的访问，开展实地评估，并形成综合评价报告。该报告总结核安全监管综合评价活动的实施情况，并列出良好实践、意见和建议三方面内容，其中意见一般是针对所观察到的情况提出建设性意见，建议则针对需要改进的方面提出的推荐性意见。最后在实地评估两年后，国际原子能机构将通过后续跟踪活动来了解和核实申请国针对核安全监管综合评价报告所采取的响应措施。

中国接受核安全监管综合评价的实践和成果　应中国政府的请求，国际原子能机构分别于2000、2010年通过国际监管评价队和核安全监管综合评价对中国核安全监管体系进行了综合评价，2004年针对第一次国际监管评价队开展了后续行动。通过开展与国家核安全局、其他政府部门及核设施营运单位等座谈、评议、现场评估活动，就中国核安全监管体制提出意见。在2010年中国核安全监管综合评价报告中，国际原子能机构共提出了9项良好实践、41项意见和40项建议。国际原子能机构充分肯定了中国核安全监管的独立性和有效性，认为中国全面采用国际原子能机构安全标准作为国家标准，制定中长期核电发展规划和核安全与放射性污染防治规划并强调“安全第一、质量第一”，实施注册核安全工程师制度，发布核安全设备监管法规和程序并实施监管等为良好实践。主要意见包括，考虑在执行国家核安全政策和战略时强化分级方法的使用，确认在审评、监督、执法方面对于安全基本原则没有遗漏和重叠，建立专门机构负责全国放射性废物处理、放射性废物处置，与国际原子能机构建立独立的交流沟通渠道等。主要建议包括：及早制定原子能法和核安全法，建立实体化的国家核安全局，定期对现有法规进行评估，配备适当的财政资源和人力资源以适应快速发展的核电形势，赋予国家核安全局足够的灵活度以吸引和保留高素质有经验的人才。建立放射性废物和乏燃料管理的综合性政策和策略，加强监管机构的独立核算能力，加强运行经验反馈等。

guoji yunxing anquan pinggu

国际运行安全评估　(international operation safety review)　国际原子能机构（IAEA）对其成员国的核电厂业绩和世界核电营运者协会（WANO）对其成员核电厂业绩所做的各类评估活动。通过对核电厂安全管理体系的有效性评估，提出改进建议或发现良好实践，予以肯定和推广，以促进成员核电厂不断改进其运行业绩。国际运行安全评估包括IAEA组织的运行安全评估组（operational safety assessment review team，OSART）评估、WANO组织的同行评议（WANO peer review，WANO PR）和安全重要事件评估组（assessment of safety significant event team，ASSET）评估。

运行安全评估组（OSART）评估　OSART是IAEA应成员国的请求，从机构内部和成员国选聘专家派往提出请求的成员国，对其核电厂运行安全进行评估的一种临时性工作小组。评估活动一般历时三周，活动结束后向该成员国提出提高核电厂运行安全的建议。此项活动始于1982年。按核电厂是否已投入运行，划分为预运行安全评估组（Pre-OSART）和运行安全评估组（OSART）两类，并分别编制了OSART导则和Pre-OSART导则。国际原子能机构在总结以往十几年实施OSART和Pre-OSART活动的经验后，将OSART和Pre-OSART统称为OSART，并出版了新的OSART导则《IAEA-TECDOC-774：OSARTguidelines，1994》。该导则是评估组成员的工作文件，也可供接受评估活动的单位进行准备工作时参考。

OSART活动的主要目的有：根据OSART导则以及国际核安全标准对其成员国（包括营运者管理机构、核电厂或政府监管部门）进行安全状况评估；根据评估结果提供有益于改善安全工作的建议和帮助，以改善和提高运行安全水平；为被评估单位专业人员提供与评估组专家进行技术和经验交流的机会；通过推广各成员国核电厂安全运行方面良好的实践经验，促进其成员国核电厂运行安全水平的持续提高；为评估组成员提供增长及扩展其工作经验和知识的机会。运行安全评估组活动按其性质而言基本上是运行安全的同行评议，它不是安全管理部门的检查或监督，也不是评价核电厂的安全水平等级或评价核电厂是否已达到必要的安全水平。

运行安全评估活动涉及组织机构及行政管理、人员培训及考核、运行、维修、技术支持、辐射防护、电厂化学、应急计划及准备、调试起动、工程管理、土建工程及建造、机械设备安装、电气及仪表控制设备安装、建造和调试质量保证以及运行准备15个方面。运行安全评估活动在核电厂工程开始后的任何时候都可以实施，但评价范围和侧重有所不同，由国际原子能机构和核电厂根据工程状况共同商定。一般而言，前8个评价范围适用于运行中的核电厂，后7个评价范围适用于在建核电厂的生产准备阶段。

接受评估活动的单位应在评估活动开始前3个月向国际原子能机构和评估组每位成员提供一份预审文件。该文件应包括描述核电厂的组织机构和运行实践的资料和信息，基本上由行政接待信息、电厂概况、技术信息和各评估范围的现状描述四部分组成。运行安全评估活动结束后，评估组将向核电厂提供一份技术报告，3个月后国际原子能机构提供一份总结报告。该报告描述评估活动的基础、内容和评估组提出的改进建议和意见。评估活动结束后12～18个月内，国际原子能机构还将进行一次后续跟踪检查，以评估核电厂对评估组的建议的实施状况和有效性。

国际原子能机构每两年出版一份有关运行安全评估活动的总结报告，介绍和推荐有关核电厂的良好实践。成员国核电厂还可以通过合适的渠道向国际原子能机构索取相关的资料，了解运行安全评估活动中提出的改进建议。

OSART第一次评估活动是1983年8月在韩国古里（Kori）核电厂进行的。它的第100次评估活动是1998年11月在法国戈尔费什（Golfech）核电厂进行的。这100次评估活动涉及29个国家共74座核电厂，共有1100多名专家参加。OSART评估活动效果良好，受到成员国的普遍好评。

WANO同行评议（WANO PR）　应核电厂营运单位的申请，并由WANO组织有经验的核电专家对申请者的核电厂进行评议，以发现核电厂营运者在运行活动中可供其他核电厂学习和共享的经验或良好实践。同时找出营运者自身有待改进的方面，并提出具体的改进建议，在世界范围内提高核电厂运行的安全可靠性。WANO在1991年建立了一套

同行评议程序。WANO同行评议是核电厂为改善自身的营运水平自愿申请的，不涉及任何政府行为。每次同行评议由WANO在成员核电厂中挑选约20名专业人员组成同行评议小组对申请评议的核电厂进行同行评议。评议小组依据核电厂提供的初步资料进行一周的准备工作，然后到要求接受评议的核电厂进行两周的评议，通过阅读核电厂提供的相关文件、与核电厂工作人员当面交流，观察核电厂正在开展的活动和核电厂工作人员日常的工作表现，评价核电厂生产活动中的组织管理和人员的工作表现。

有代表性的同行评议的主要范围为组织机构和行政管理、运行、维修、技术支持、辐射防护、培训与资格、消防、化学、经验反馈和应急。同行评议还可以就安全文化、人员的工作表现、自我评估、机组状态及控制、工作组织管理、设备运行条件及状态等组织管理领域进行评议。

上述所有领域的评议都是依据WANO同行评议导则《核电厂业绩目标和评估标准》（WANO performance objectives and criteria）进行的。评议期间，专家们帮助被评议的核电厂总结出可供其他核电厂参考的良好实践，确认出一旦经过改进就可以提高核电厂的安全和可用率水平的待改进领域。评议结果具有非公开性质且仅报告给被评议核电厂。这种非公开性保证了评议小组和核电厂人员之间能有一个开放和全面的讨论和交流。同时评议小组成员也能在评议过程中受益，给他们各自的核电厂带回去良好的实践经验和新的思想。

WANO成员核电厂可以通过向评议小组提供同行评议专家、申请接受同行评议、分享同行评议得出来的良好实践经验三种途径参与WANO的同行评议活动。

WANO同行评议与IAEA的OSART具有类似的标准，主要的差别是：①WANO的评议结果只报告给接受评议的核电厂，而OSART的评估结果是公开的；②WANO同行评议由接受评议的核电厂所属公司提出申请，OSART评估则由核电厂所在国政府提出要求。此外，WANO和IAEA均同意，同一核电厂在两年内只能接受一次WANO评议或OSART评估。

安全重要事件评估组（ASSET）评估　ASSET是IAEA为对核电厂安全重要事件进行评估而设立的一种组织。为了评估核电厂运行过程中发生的各种事件，该组织在20世纪80年代末开始建立核电厂运行事件评估方法，用来对核电厂发生的事件做分析、评估，找出事件的根本原因，提出纠正行动，防止事件重复发生，称为ASSET方法。该方法可以被核电厂使用，对运行事件进行自我评估；也可以用于国际上的同行评估。ASSET方法用故障树分析来确定事件的原因。该方法是通过对三层防御的检查来评价核电厂管理的有效性。这三层防御是系统的质量控制大纲、预防性维修大纲和电厂监督大纲。ASSET方法引进核电厂人、设备和人机接口三大要素概念。完美无缺的三层防御可以保证三大要素都处于最佳状态。基于三大要素和三层防御，ASSET方法认为：人、设备和程序的潜在缺陷是事件发生的直接原因；人、设备和程序方面存在的问题是前两层防御薄弱或缺陷导致的结果；核电厂监督大纲的缺陷是事件的根本原因。ASSET方法特别强调核电厂内部经验反馈，认为过多的重发事件是组织管理上有缺陷。

1986～1996年6月，IAEA派出ASSET进行评估活动达103次，还进行了ASSET方法培训。

Guojia Heanquanju

国家核安全局　（National Nuclear Safety Administration，NNSA）　中国核安全监管机构，负责统一监督管理全国和平利用核能中的核安全事务，承担民用核设施的核安全监管职能。1984年12月，国家核安全局成立，由原国家科学技术委员会领导，独立客观地进行民用核设施核安全监督。1998年并入国家环境保护总局，内设机构为核安全与辐射环境管理司（国家核安全局），负责全国的核安全、辐射安全、辐射环境管理的监管工作。2008年，环境保护部组建后，对外保留国家核安全局牌子。

国家核安全局的主要职责是：承担核安全、环境辐射监测、放射性废物管理工作，拟定有关方针、政策和法规；参与核事故、辐射环境事故应急工作，对核设施安全、核电磁辐射、核技术应用、伴有放射性矿产资源开发利用中的污染防治实行统一监督管理；对核材料的管制和核承压设备实施安全监督；承担有关国际公约和双边合作协定实施工作。

2011年，国家核安全局内设机构调整为核设施安全监管司、核电安全监管司、辐射源安全监管司三个司。国家核安全局还在上海、深圳、成都和北京设有4个地区核与辐射安全监督站，分别承担所属地区的民用核设施现场监督任务。

核安全与辐射环境管理专家委员会作为核安全方面的高级咨询组织，承担有关政策、法规、制度、核安全许可证审批和监督、核安全技术发展和科研计划等重大问题的咨询任务。

环境保护部核安全中心为环境保护部下属事业单位，为国家核安全局提供有关核安全和辐射防护的技术支持与保障。

Guojia Nengyuanju

国家能源局　（National Energy Administration）　根据2013年3月在北京召开的第十二届全国人民代表大会第一次会议批准的《国务院机构改革和职能转变方案》和《国务院关于部委管理的国家局设置的通知》（国发〔2013〕15号）设立，副部级，为国家发展和改革委员会（简称国家发展改革委）管理的国家局。

国家能源局的前身可以追溯到中华人民共和国成立时设立的燃料工业部。1982年国务院能源委员会成立，承担能源行业监管职能。1988年能源部成立。1993年能源部撤销。2008年成立国家能源局，下辖11个局机关。2010年1月28日，为加强能源战略决策和统筹协调，国务院决定成立国家能源委员会，由时任国务院总理温家宝任主任，时任国务院副总理李克强任副主任。2013年7月4日，国务院总理李克强任国家能源委员会主任，国务院副总理张高丽任副主任。

机构重组　2013年3月，《国务院机构改革和职能转变方案》提出，为完善能源监督管理体制，国务院将现国家能源局、国家电力监管委员会（简称电监会）的职责整合，重新组建国家能源局。同时，不再保留电监会。原电监会设立的6个电力区域监管局以及12个电力监管专员办公室，划

给国家能源局实行垂直管理，改革后，国家能源局继续由国家发展改革委管理。国家发展改革委主要是做好国民经济和社会发展规划与能源规划的协调衔接。

职能转变　体现在取消的职责、下放的职责和加强的职责。

取消的职责：①取消电力、煤炭、油气企业的发展建设规划和专项发展建设规划审批。②取消电力市场份额核定。③取消电力用户向发电企业直接购电试点审批。④取消水电站大坝运行安全信息化验收和安全监测系统检查验收。⑤取消发电厂整体安全性评价审批。⑥取消电力二次系统安全防护规范和方案审批。⑦取消电力安全生产标准化达标评级审批。⑧取消电力行业信息系统安全保护、网络与信息安全应急预案审批。⑨根据《国务院机构改革和职能转变方案》需要取消的其他职责。

下放的职责：①将国家发展改革委的供电营业区的设立、变更审批及供电营业许可证核发职责与国家能源局的电力业务许可证核发职责整合，下放区域能源监管机构。②根据《国务院机构改革和职能转变方案》需要下放的其他职责。

加强的职责：①强化能源发展战略、规划和政策的拟定及组织实施，加强能源预测预警，提高国家能源安全保障能力。②推进能源体制改革，加强能源法制建设，进一步发挥市场在资源配置中的基础性作用。③完善能源监督管理体系，加强能源监督管理，推动能源消费总量控制，推进能源市场建设，维护能源市场秩序。

主要职责　①负责起草能源发展和有关监督管理的法律法规送审稿和规章，拟定并组织实施能源发展战略、规划和政策，推进能源体制改革，拟定有关改革方案，协调能源发展和改革中的重大问题。②组织制定煤炭、石油、天然气、电力、新能源和可再生能源等能源，以及炼油、煤制燃料和燃料乙醇的产业政策及相关标准。按国务院规定权限，审批、核准、审核能源固定资产投资项目。指导协调农村能源发展工作。③组织推进能源重大设备研发及其相关重大科研项目，指导能源科技进步、成套设备的引进消化创新，组织协调相关重大示范工程和推广应用新产品、新技术、新设备。④负责核电管理，拟定核电发展规划、准入条件、技术标准并组织实施，提出核电布局和重大项目审核意见，组织协调和指导核电科研工作，组织核电厂的核事故应急管理工作。⑤负责能源行业节能和资源综合利用，参与研究能源消费总量控制目标建议，指导、监督能源消费总量控制有关工作，衔接能源生产建设和供需平衡。⑥负责能源预测预警，发布能源信息，参与能源运行调节和应急保障，拟定国家石油、天然气储备规划、政策并实施管理，监测国内外市场供求变化，提出国家石油、天然气储备订货、轮换和动用建议并组织实施，按规定权限审批或审核石油、天然气储备设施项目，监督管理商业石油、天然气储备。⑦监管电力市场运行，规范电力市场秩序，监督检查有关电价，拟定各项电力辅助服务价格，研究提出电力普遍服务政策的建议并监督实施，负责电力行政执法。监管油气管网设施的公平开放。⑧负责电力安全生产监督管理、可靠性管理和电力应急工作，制定除核安全外的电力运行安全、电力建设工程施工安全、工程质量安全监督管理办法并组织监督实施，组织实施依法设定的行政许可。依法组织或参与电力生产安全事故调查处理。⑨组织推进能源国际合作，按分工同外国能源主管部门和国际能源组织谈判并签订协议，协调境外能源开发利用工作。按规定权限核准或审核能源（煤炭、石油、天然气、电力等）境外重大投资项目。⑩参与制定与能源相关的资源、财税、环保及应对气候变化等政策，提出能源价格调整和进出口总量建议。⑪承担国家能源委员会具体工作。负责国家能源发展战略决策的综合协调和服务保障，推动建立健全协调联动机制。⑫承办国务院、国家能源委员会以及发展改革委交办的其他事项。

内设机构　根据主要职责，国家能源局设 12 个内设司、1 个委：①综合司。负责文电、会务、机要、档案、督查、财务、资产管理等机关日常运转工作，承担政务公开、安全保密、信访，以及能源行业统计、预测预警等工作，承担国家能源委员会办公室的综合协调工作。②法制和体制改革司。研究能源重大问题，组织起草能源发展和有关监督管理的法律法规、规章送审稿，承担有关规范性文件的合法性审核工作，承担行政执法监督、行政复议、行政应诉等工作，承担能源体制改革有关工作。③发展规划司。研究提出能源发展战略建议，组织拟定能源发展规划、年度计划和产业政策，参与研究全国能源消费总量控制工作方案，指导、监督能源消费总量控制有关工作，承担能源综合业务。④能源节约和科技装备司。指导能源行业节能和资源综合利用工作，承担科技进步和装备相关工作，组织拟定能源行业标准（煤炭除外）。⑤电力司。拟定火电和电网有关发展规划、计划和政策并组织实施，承担电力体制改革有关工作，衔接电力供需平衡。⑥核电司。拟定核电发展规划、计划和政策并组织实施，组织核电厂的核事故应急管理工作。⑦煤炭司。拟定煤炭开发、煤层气、煤炭加工转化为清洁能源产品的发展规划、计划和政策并组织实施，承担煤炭体制改革有关工作，协调有关方面开展煤层气开发、淘汰煤炭落后产能、煤矿瓦斯治理和利用工作。⑧石油天然气司（国家石油储备办公室）。拟定油气开发、炼油发展规划、计划和政策并组织实施，承担石油天然气体制改革有关工作，承担国家石油、天然气储备管理工作，监督管理商业石油、天然气储备。⑨新能源和可再生能源司。指导协调新能源、可再生能源和农村能源发展，组织拟定新能源、水能、生物质能和其他可再生能源发展规划、计划和政策并组织实施。⑩市场监管司。组织拟定电力市场发展规划和区域电力市场设置方案，监管电力市场运行，监管输电、供电和非竞争性发电业务，处理电力市场纠纷，研究提出调整电价建议，监督检查有关电价和各项辅助服务收费标准，研究提出电力普遍服务政策的建议并监督实施，监管油气管网设施的公平开放。⑪电力安全监管司。组织拟定除核安全外的电力运行安全、电力建设工程施工安全、工程质量安全监督管理办法的政策措施并监督实施，承担电力安全生产监督管理、可靠性管理和电力应急工作，负责水电站大坝的安全监督管理，依法组织或参与电力生产安全事故调查处理。⑫国际合作司。组织推进能源国际交流与合作，按分工承担同外国能源主管部门和国际能源组织谈判并签订协议有关工作，拟定能源对外开放战略、规划及政策，协调境外能源开发利用。⑬机关党委（人事司）。承担机关和区域能源监管机构等直属单位的人事管理、机构编制、队伍建设、纪检监察等工作，负责机关和在

京直属单位的党群工作。

职责划分　主要有与国家发展改革委的有关职责分工（见表）、在核能对外合作方面与相关部门的职责分工。

与国家发展改革委的有关职责分工

国家能源局	国家发展改革委
负责拟定并组织实施能源发展战略、规划和政策，研究提出能源体制改革建议，负责能源监督管理等	做好国民经济和社会发展规划与能源规划的协调衔接
拟定能源发展战略、重大规划、产业政策和提出能源体制改革建议	审定或审核能源发展战略、重大规划、产业政策和能源体制改革建议，并上报国务院
按规定权限核准、审核能源投资项目；汇总能源的中央财政性建设资金投资，并提出安排建议	核准重大能源投资项目或审核重大能源投资项目并报国务院核准；审定能源的中央财政性建设资金投资并下达
拟定的石油、天然气战略储备规划和石油、天然气战略储备设施项目，提出国家石油、天然气战略储备收储、动用建议	审核石油、天然气战略储备规划和石油、天然气战略储备设施项目，以及国家石油、天然气战略储备收储、动用建议，并上报国务院审批
提出调整能源产品价格的建议	审批调整能源产品价格的建议，或审核后上报国务院审批
组织实施核电自主化工作	指导核电自主化工作

输配电价格成本审核办法由国家发展改革委会同国家能源局制定，共同颁布实施。电力辅助服务价格由国家能源局拟定，经国家发展改革委同意后颁布实施。跨区域电网输配电价由国家能源局审核，报国家发展改革委核准。大用户用电直供的输配电价格，由国家能源局提出初步意见，报国家发展改革委核批。区域电力市场发电容量电价，由国家能源局研究提出初步意见，报国家发展改革委核批。国家发展改革委、国家能源局共同部署开展全国电力价格检查。委托国家能源局对电力企业之间的价格行为（上网电价、输配电价）进行监督检查；在容量电价、输配电价方面，国家能源局会同国家发展改革委进行监督检查；在终端销售电价方面，国家发展改革委会同国家能源局进行监督检查。国家发展改革委、国家能源局按照各自的职责对价格违法行为进行处理。国家发展改革委对电价违法行为实施行政处罚，国家能源局对查出的电价违法违规行为，应及时向国家发展改革委提出价格行政处罚建议。

在核能对外合作方面与相关部门的职责分工。在国家能源委员会下建立核能对外合作的国内协调机制，协调合作中涉及跨部门的重大问题；国家能源局、国家国防科技工业局负责政府间和平利用核能协定的对外谈判和签约工作，外交部、科学技术部等部门按职责分工参与谈判，配合做好相关工作；协定的执行工作，由各部门根据职责分工分别落实；在国际原子能机构框架下的多双边合作事宜，由国家原子能机构负责牵头组织、落实。

Guojia Yuanzineng Jigou

国家原子能机构　（China Atomic Energy Authority，CAEA）　属政府机构。对外代表国家，以中国政府的名义参加政府间和平利用原子能的交流和合作，归口管理中国与国际原子能机构之间有关活动；对内作为国防科学技术工业局的机构，行使核事务管理职能。



中华人民共和国国家原子能机构
China Atomic Energy Authority

原子能工业具有军民两用性质，政治敏感性强，有特殊的安全要求，对环境和公众心理的影响大，许多问题需要政府或高层进行决策，国际交往也大都是政府出面。因此，世界上许多国家都有一个政府部门或相应的机构专门主管原子能的事务。

1988年以前，中国由核工业部（原第二机械工业部）作为政府部门主管原子能工业。1984年，中国加入国际原子能机构以后，由核工业部负责对口国际原子能机构，归口有关的技术业务工作。

1988年，核工业部改为中国核工业总公司后，由能源部作为政府部门对口国际原子能机构，同时在中国核工业总公司内设国际原子能机构事务办公室，负责承办该机构的日常事务。

1993年，能源部撤销，为了保持对外工作的连续性，经国务院批准，给予中国核工业总公司国家原子能机构的名称。国家原子能机构主要是对外使用，以政府的名义参加国际原子能机构的各项活动。同时，把原来以能源部核材料管制办公室、能源部同位素办公室等名义承担部分专业性管理职能的机构也相应地改为国家原子能机构核材料管制办公室、国家原子能机构同位素办公室等，继续行使部分专业性管理职能。

1998年，国务院机构改革，将核工业总公司承担的政府职能交给国防科学技术工业委员会（现国防科学技术工业局）。国防科学技术工业委员会保留国家原子能机构的名称，还保留了国家原子能机构核材料管制办公室、国家原子能机构同位素管理办公室等，作为国防科学技术工业委员会内设机构行使相关的政府职能。国家原子能机构内设行政司、系统工程司、国际合作司、综合计划司和科技质量司5个业务司。

2008年后，国防科学技术工业委员会改为国家国防科技工业局，由工业与信息化部管理。国家国防科技工业局仍保留国家原子能机构的名称。



Haiyang Hedianchang

海阳核电厂 （Haiyang Nuclear Power Plant） 坐落于山东省烟台市辖海阳市留格庄镇原冷家庄和董家庄，地处三面环海的岬角东端，占地面积 $1.504\times10^6 m^2$（2256亩）。核电厂厂址的地质和地震环境稳定，地基条件良好。核电厂采用海水冷却，明渠引水，南侧建设防波堤。一、二期工程循环冷却水由西南侧排水，后期工程由北侧排水。厂址的大气弥散及工程海域水力弥散条件较好。

海阳核电厂规划建设6台百万千瓦级压水堆机组，并预留有扩建场地（见图）。海阳核电厂一期工程建设2台1250MW AP1000核电机组，是首批国家第三代核电技术的自主化依托项目。2009年9月，海阳核电厂一期工程取得建造许可证，9月24日成功浇筑1号核岛第一罐混凝土，1、2号机组分别计划于2014年5月和2015年3月投入商业运行。2009年3月，国家发展和改革委员会同意海阳核电项目3、4号机组按照AP1000核电技术路线开展前期工作。



海阳AP1000核电厂规划效果图

海阳核电厂主要性能指标见三门核电厂。核电厂的业主单位为山东核电有限公司。山东核电有限公司由中国电力投资集团公司、山东省国际信托有限公司、烟台蓝天投资控股有限公司、中国国电集团公司、中核核电有限公司、华能核电开发有限公司等6家股东合资组建，由中国电力投资集团公司控股。

haijinghua yu haifuzhu xitong 603106

氦净化与氦辅助系统 （helium purification and supporting system） 高温气冷堆重要辅助系统之一。其功能主要有：①对一回路氦气进行连续的净化，去除气态杂质，使氦气达到规定的纯度要求；②对一回路氦气装量进行调节，使一回路系统压力维持在规定的范围内；③为其他系统（如高温气冷堆燃料装卸系统等）提供工艺用氦气或排气空间；④承担检查和检修期间一回路氦气的排出和再充入；⑤补充氦气的损耗，排放应该废弃的不纯氦气；⑥在一回路进水事故后，去除一回路中的水，并可载出反应堆余热。氦净化与氦辅助系统主要由氦净化系统和为其服务的辅助系统，如氦供应和储存系统、抽真空系统、气体采样与分析系统等组成。

高温气冷堆运行时，有很小一部分氦气流过氦净化系统被净化。正常运行时，靠主氦风机的压头就能驱动氦气流经氦净化系统，主氦风机不工作时，还可利用膜压机来驱动氦气流经氦净化系统。氦净化系统的关键净化设备是氧化铜床、分子筛床、活性炭吸附床。氧化铜床将流经氦气中的H_2、CO、HT和部分CH_4反应，转化成H_2O、CO_2和HTO（即氚水）；分子筛床将吸附氦气中的H_2O、CO_2和HTO；液氮冷却的活性炭吸附床将在低温下吸附掉氦中的N_2、Ar、CH_4，以及Kr、Xe等杂质。氦净化系统还设置粉尘过滤器，过滤并滞留氦气中携带的固态粉尘。这些净化设备在工作一定时间之后，需要进行再生，恢复其吸附能力，因此，设置了专门的再生子系统。

在一回路发生进水事故时，设置专门的事故净化列，通过循环一回路氦气，冷凝去除一回路的水汽，减轻进水事故的后果。为此，设置专门的循环风机、冷却器、汽水分离器。同时，此回路还具有主动载出反应堆余热的能力。

Hanguo Xinguli Hedianchang

韩国新古里核电厂 （Korea Shin-Kori Nuclear Power Plant） 位于韩国釜山市机张郡长安邑孝岩里，与韩国最早的古里核电厂同属于韩国水力原子能公司。已建成OPR1000机组2台，在建APR1400机组2台。新古里核电厂规划总装机容量为7400MW（净功率），所有待建的机组全部采用APR1400。核电厂全景见图。

在建设运营OPR1000核电机组技术基础上，韩国水电核电公司作为核电建设与运营业主，以提高核电厂安全性和核电厂经济性为目的，开发了先进核动力反应堆，发电功率为1400MW，定名为APR1400。其安全性能可达到三代先进轻水堆要求，设计概率安全指标比二代改进型OPR1000机组的可高一个量级，在经济方面比韩国现有核电机组具有更强的竞争力。韩国一直非常重视核电厂设备国产化，以降低



韩国新古里核电厂全景（郝东秦　提供）

成本。作为核电厂核心部件的反应堆压力容器高 14.8m，内部直径为 4.7m，重约 533t，由韩国电力公司（Kepco）设计，斗山重工供货。APR1400 标准设计于 2002 年 5 月通过韩国管理机构严格的安全审查。新古里 3、4 号机组成为该型号首座核电厂，正在建设中。2011 年 9 月 5 日，新古里核电厂启动了 5、6 号机组建设审批进程。

heanbao

核安保 （nuclear security） 侧重于预防、侦查和响应涉及或直接针对核材料、其他放射性物质、相关设施或相关活动的犯罪行为或故意的未经授权行为的措施。核安保的目标包括核材料、核设施及关键设备、放射源及射线装置、放射性废物、脱离监管的核材料和其他放射性物质。全球范围内尚无法完全排除核材料或放射性物质被用于恶意目的的可能性，国际社会都在致力于加强、提高核安保能力，目的是：①防止擅自转移相关设施和相关活动中使用的核材料和其他放射性物质；②防止核材料和其他放射性物质、相关设施和相关活动遭到蓄意破坏；③确保采取迅速和全面的措施，以查找和在适当时追回丢失、失踪或被盗的核材料和其他放射性物质，并重新实施监管控制。

国际原子能机构核安保 核安保的责任完全在于各国，国际原子能机构通过核安保计划支持各国建立、维护和持久保持有效的核安保制度。国际原子能机构关于核安保的主要约束性文件有《核材料实物保护公约》及其修订案、《联合国安理会 1373 号决议》（国际合作防止恐怖主义行为）、《联合国安理会 1540 号决议》（关于防止核生化武器扩散）、《制止核恐怖活动国际公约》。国际原子能机构组织编写了《核安保丛书》，以协助各国连贯一致地执行和维护国家核安保制度。

《核材料实物保护公约》及其修订案 支持国际核安保机制最为重要的法律文书，其宗旨是保护核材料在国际运输中的安全，防止未经政府批准、授权的集团或者个人获取、使用或扩散核材料，并在追回和保护丢失或被窃的核材料、惩处或引渡被控罪犯方面加强国际合作，对公约范围内的犯罪建立普遍管辖权，防止核武器的扩散。

《联合国安理会 1373 号决议》（国际合作防止恐怖主义行为） 表达了对国际恐怖主义与核材料非法转移之间密切联系的关切，强调需要加强国际合作，以应对这一严重威胁国际安全的挑战。要求所有国家采取有效措施，防止和制止资助恐怖主义行为，并为调查和起诉恐怖主义行为给予最大程度的协助。

《联合国安理会 1540 号决议》（关于防止核生化武器扩散） 规定各国应不向企图开发、获取、制造、拥有、运输、转移或使用核生化武器及其运载工具的非国家行为者提供任何形式的支持。按照各国的程序，通过和实施适当、有效的法律，禁止任何非国家行为者，尤其是为恐怖主义目的而制造、获取、拥有、开发、运输、转移或使用核生化武器及其运载工具，以及禁止企图从事上述任何活动、作为共犯参与这些活动、协助或资助这些活动的图谋。要求各国采取和实施有效措施，建立国内管制，防止核生化武器及其运载工具的扩散。

《制止核恐怖活动国际公约》 于 2007 年 7 月 7 日生效。强调了核恐怖主义行为可能带来最严重的后果并可能对国际和平与安全构成威胁，迫切需要加强各国之间的国际合作，制定和采取切实有效的措施防止核恐怖主义行为。对放射性物质、核材料、核设施及装置进行了定义，规定了以任何方式利用放射性物质或装置，或以致使放射性物质外泄或有外泄危险的方式或破坏核设施，旨在造成人员伤亡或重大财产损失，或使财产或环境受到重大损害犯罪行为的范围。规定了缔约国应采取必要措施，包括在制定国内立法确保放射性材料受到保护。公约的内容还包括缔约国打击核恐怖主义、信息交流；发现、预防和应对核恐怖行为方面应履行的义务，要求缔约国参照国际原子能机构保障措施和实物保护建议对核材料进行监管和保护。

《核安保丛书》 由核安保法则、建议、实施导则和技术导则构成。核安保法则包含核安保的目标和基本要素，并提供安保建议的基础；建议详细阐述核安保的基本要素，并介绍国家为实施基本原则应当落实的各种建议的要求；实施导则和技术导则更详细地说明如何采取适当措施实施上述建议。

中国核安保现状 中国核安保工作主要体现在：①建立法律法规体系。在联合国和国际原子能机构有关法律体系和公约宗旨下，颁布法律、法规、标准和安全导则，已颁布的有《中华人民共和国放射性污染防治法》《中华人民共和国核材料管制条例》《中华人民共和国核材料管制条例实施细则》《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》《放射性物质运输安全管理条例》《放射性废物安全管理条例》。对核材料、核设施实物保护、放射源及相关设施安保、核材料和放射性物质运输实物保护、放射性废物及相关设施安保提出了具体要求。核设施和各级政府部门制定了核反恐应急和处置预案，基本涵盖了国际原子能机构核安保范围。②加强核材料、核设施保卫。新建核设施按标准建设了实物保护系统，对早期的核设施实物保护系统进行升级改造，加强放射源、放射性废物和运输的安全保卫，针对核反恐制定处置和应急预案。③开展国际合作。加强与国际原子能机构和其他国家或地区的合作，加强信息交流以共同应对国际恐怖活动，开展核安保技术研发、人员培训、安保文化传播工作。

heanquan

核安全 （nuclear safety） 没有不适当的核反应和核辐射危害。在核能的开发利用中，核设施、核材料和核活动具有必要及充分的保护和监控，保证其合法性，并对工作人员、公众和环境不发生不适当的核辐射危害。核安全包括核设施安全、核材料安全、辐射安全、放射性废物安全和放射性物质运输安全。

核设施安全 核设施达到适宜的运行状态，可预防事故或减缓事故后果，从而保护工作人员、公众和环境免受不适当的辐射危害。

核材料安全 核材料在持有、使用、生产、储存、运输和处置过程中受到充分的防护、保卫和监控，防止发生事故，以及被盗、丢失、破坏、非法转让和非法使用。在《国际原子能机构规约》中核材料定义为任何源材料或特种可裂变材料。在中国《核材料管制条例》中核材料指超过规定限量的铀、钚、氚、锂等材料及其制品。

辐射安全　保护工作人员免受电离辐射或放射性物质产生的照射，以及对辐射源的防护，以防止事故或减缓事故后果，旨在使工作人员所受的辐射剂量和危险度低于规定限值，并保持在合理可行、尽量低的水平。辐射源指可以通过诸如发射电离辐射或释放放射性物质而引起辐射的任何物体。（见辐射防护）

放射性废物安全　妥善地处理和处置放射性废物，使人和环境免受任何不可接受的损害，并尽量减少后代的剂量负担。放射性废物为包含放射性核素或被其污染，其浓度或活性超过规定清洁水平，且预计不会再被利用的物质。（见放射性废物管理）

放射性物质运输安全　核材料或其他放射性物质，在运输转移过程中，受到充分的防护和保卫，以防止发生事故、被盗、丢失或破坏。（见放射性物质运输安全）

参考书目

IAEA Fundamental Safety Principles. Jointly sponsored by：EURATOM FAO IAEA ILO IMO OECD/NEA AENNEA PAHO WHO Vienna，2006.

IAEA Nuclear Safety Glossary. IAEA：Vienna，2007.

heanquan dengji

核安全等级　(nuclear safety classification)

按核设施中的构筑物、系统和部件（三者统称为物项）是否执行安全功能及安全功能的重要性而做出的区别。凡执行安全功能的物项均属核安全级（简称安全级），不执行安全功能的物项则属非核安全级（简称非安全级）。对于机械设备，安全级又分为4级，安全1级对安全的重要性最大，2、3、4级的重要性依次递减。对电气和仪表设备，安全级又称1E级，在安全级中不再分级。对于各种安全级物项，在设计、制造、试验和检查等方面都有特定的要求，包括选用合适的规范或标准、建立恰当的质量保证等级、抗震分类、环境鉴定等级等。

确定物项的安全等级，对核设施的安全性和经济性有重要影响，降低安全等级会影响核电厂的安全性，不适当地提高安全等级会增加核电厂的造价。在一座传统压水堆核电厂的设备中，核安全级的台件数约占总台件数的40%，而一件设备由非安全级改为安全级，造价可能提高数倍。

安全功能　核电厂设计要求保证实现三项基本安全功能：①控制反应性；②排出堆芯热量；③包容放射性物质和控制运行排放，以及限制事故释放。为达到这些设计要求所必需的功能称安全功能。安全功能可分列出多条，核电厂内安全级的构筑物、系统和部件应能完成所有的安全功能，从而达到安全设计要求。

规范等级　根据不同的规范、标准或规范、标准的不同部分来进行设计、制造、检查、鉴定的物项（构筑物、系统和部件），具有不同的质量水平，确定物项的规范等级，实际上就是要确定物项应具有的质量水平。物项的规范等级一般是与其安全等级相对应的。

质量保证等级　与安全等级及规范等级有关，还与物项的复杂程度及其设计和制造技术的成熟程度有关，一般分为质量保证1、2、3级和非质量保证级。安全1级的设备，质量保证必须是1级；安全2级和3级的设备，质量保证一般是2级或3级，也有很多是1级，甚至有的非安全级物项的质量保证也是1级。质量保证等级不只是体现对安全有关物项的要求，更重要的是体现纵深防御原则的第一层，即防止故障发生。不同质量保证等级的确定，是对物项不同质量保证等级的要求，体现在质量保证大纲和质量保证程序的内容和深度上。

抗震分类　根据安全等级对构筑物、系统和部件的抗震设计要求进行分类，一般分为抗震Ⅰ类、抗震Ⅱ类和非核抗震类（简称非抗震类）物项3类。抗震Ⅰ类物项的要求是在发生安全停堆地震时及地震后能保持它的完整性或可运行性，非抗震类物项的要求是可按非核标准进行抗震设计和建造。抗震Ⅱ类物项的要求则随不同的分类体系而有所不同，一种是要求在发生运行基准地震时及地震后能保持它的完整性或可运行性；另一种是要求在发生安全停堆地震时及地震后其损伤不致对抗震Ⅰ类物项产生影响。

环境鉴定等级　关于核安全设备的环境鉴定，可根据设备可能承受环境条件的不同，划分出不同的环境鉴定等级，从而在鉴定的条件和方法上提出不同的要求。环境鉴定一般分4个等级：①用以证明安装在安全壳内部的电气和仪表设备，在正常工况、地震载荷、事故期间或之后的状态下，能完成它的规定功能的；②用以证明安装在安全壳内部的电气和仪表设备，在正常工况和地震载荷下，能完成它的规定功能的；③用以证明安装在安全壳外面的电气和仪表设备，在正常工况和地震载荷下，能完成它的规定功能的；④用以证明在正常工况下，能完成它的规定功能的。

heanquan fagui tixi

核安全法规体系　(nuclear safety laws and regulations)

由国家立法机构或行政部门颁布的与核安全有关的法律、法令、条例、规章、导则等文件的总称。核安全法规体系一般包括法律、法令、行政法规（条例）、部门规章、核安全导则和核安全法规技术文件。有些国家把有关核安全的标准、规范也列入核安全法规体系中。

制定核安全法规的目的是在核设施和核活动中，确立国家对核安全监管的法律基础，赋予核安全监管机构独立行使核安全监管的职责，确立核安全目标和基本要求，建立核安全许可证制度和核电厂营运单位责任制，保证核设施和核活动受到充分保护，并且使工作人员、公众和环境免受辐射危害。

核安全法规的主要内容包括核设施安全、核材料安全、临界安全、辐射安全、环境安全、放射性废物安全、放射性物质运输安全、核安保、核事故应急、核损害赔偿等。

中国现行的核安全法规体系与要求是同国际接轨的。中国与核安全相关的主要法律有《放射性污染防治法》；与核安全相关的主要行政法规有《民用核设施安全监督管理条例》《核材料管制条例》《核电厂核事故应急管理条例》《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》《民用核安全设备监督管理条例》《放射性物品运输安全监督管理条例》《放射性废物安全监督管理条例》等。

heanquan falü fagui

核安全法律法规　(nuclear safety laws and regulations)

由国家立法机构或行政部门颁布的、与核安全有关的法

律、法令、条例、部门章程等文件的总称，目的是在核能的研究、开发和利用中保证安全，保护工作人员、公众和环境免受过量的辐射危害。

功能 ①确立国家对核安全监管的法律基础；②建立核安全监管机构并授予制定核安全法规及独立监管等职责和权力；③确立核安全许可证制度和核电厂营运单位安全责任制；④为核事故应急、核损害赔偿等提供法律依据；⑤确立核安全目标和基本要求；⑥为达到上述要求提供指导。

范围 ①核设施安全；②核材料安全；③辐射防护；④环境保护；⑤运输安全；⑥保密保卫；⑦核事故应急；⑧事故责任和赔偿；⑨放射性废物安全监管等。

中国核安全法律法规体系 可分为法律、行政法规、部门规章、安全导则和技术文件五大类。有关核安全的国家标准或行业标准规范通常也视为核安全法规体系的重要补充。

法律 确定核能发展及其安全监管以及环境保护等基本问题的、具有法律约束力的文件，由全国人民代表大会常务委员会通过发布。

行政法规（条例） 规定管理范围、管理机构及其职权、监督管理原则和程序等重大问题的法规，由国务院颁布，是具有法律约束力的文件。

部门规章（规定） 规定核安全目标和基本安全要求的规章，由国务院批准或国家核安全局批准颁布，是具有法律约束力的文件。

安全导则 说明或补充核安全规定或推荐方法和程序的指导性文件。在不遵照导则而采用其他的方法和程序时，必须向国家核安全局论证其安全性。

技术文件 提供有关核安全技术、方法、程序和数据等的指导性文件，具有参考性质。

标准和规范属于国家技术标准体系，包括国家标准和行业标准等。因其法律效力的不同，可分为强制性标准和推荐性标准。与核安全直接有关的标准，应经国家核安全局审查并备案。

中国核安全法律法规 1982 年，中国开始研究核安全法规编制工作。1984 年，国家核安全局成立后开始统一编制。已发布专业性法律 1 部，行政法规 7 个，部门规章 20 多个，安全导则 80 多个，形成了较为完整的法规体系，其内容和安全要求与国际接轨，为依法监管奠定基础。

《放射性污染防治法》 2003 年 6 月 28 日由第十届全国人民代表大会常务委员会第三次会议通过，自 2003 年 10 月 1 日起施行。目的是防治放射性污染，保护环境，保障人体健康，促进核能、核技术的开发与和平利用，明确“预防为主、防治结合、严格管理、安全第一”的方针。

《民用核设施安全监督管理条例》 1986 年 10 月 29 日由国务院发布的第一部针对民用核设施安全监管的行政法规。以核电厂、反应堆、核燃料循环设施及放射性废物处理设施为监督对象，明确了民用核设施选址、设计、建造、运行和退役等过程中应贯彻“安全第一”的方针。

《核材料管制条例》 1987 年 6 月 15 日由国务院发布。目的是为保证核材料的安全与合法利用，防止被盗、丢失、被破坏、非法转让和非法使用。适用于一切持有、使用、生产、储存、运输和处理 ^{235}U、^{233}U、^{239}Pu、^{3}H、^{6}Li 及含有这些材料的制品的部门和单位。

《核电厂核事故应急管理条例》 1993 年 8 月 4 日由国务院发布。目的是控制和减少核事故危害，实行“常备不懈、积极兼容、统一指挥、大力协同”的方针，以保护工作人员、公众和环境。

《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》 2005 年 9 月 14 日由国务院发布，自 2005 年 12 月 1 日起施行。目的是加强对放射性同位素（见核素）、射线装置安全和防护的监督管理，明确放射源和射线装置分类管理制度，对其生产、销售、使用单位实行许可证管理，并对进出口和转让活动进行审查和备案。

《民用核安全设备监督管理条例》 2007 年 7 月 11 日由国务院发布，自 2008 年 1 月 1 日起施行。目的是加强对民用核安全设备的监督管理，确定对国内民用核安全设备的设计、制造、安装和无损检验单位实施许可证制度，对境外设备活动单位实施注册登记制度。

《放射性物品运输安全监督管理条例》 2009 年 9 月 14 日由国务院发布，自 2010 年 1 月 1 日起施行。目的是加强对放射性物品运输的安全管理，明确对包装容器的设计和制造实行许可证制度等。

《放射性废物安全监督管理条例》 2011 年 12 月 20 日由国务院发布，自 2012 年 3 月 1 日施行。目的是加强放射性废物的安全管理，明确对储存和处置设施实行许可证制度。

此外，国家核安全局参考国际原子能机构的有关安全标准文件，编制发布了一系列部门规章、安全导则，并及时修订。其中部门规章主要包括《核电厂选址安全规定》《核电厂设计安全规定》《核电厂运行安全规定》《核电厂质量保证安全规定》《放射性废物监督管理规定》《民用核燃料循环设施安全规定》等。

《环境保护法》《环境影响评价法》等法律也在核安全监管中发挥重要作用。中国有关政府部门正在编制《原子能法》和《核安全法》。《原子能法》作为原子能领域的专门法，其内容应涵盖原子能的研究、发展、应用和安全监管等各个方面。《核安全法》作为原子能法律体系中的一部分，着重于核安全监管问题，以确立核安全监管的基本原则、管理体制和工作机制，为核安全监管工作提供法律保障。

国外核安全法律和法规体系 世界上核能工业发达的国家自 20 世纪 50 年代民用核能发展开始就建立本国核安全法规体系。虽然框架有诸多类似，但因法律体系、行政体制和工业水平的不同，其范围、名称有所不同。

美国核安全法律法规体系 包括法律、法规、监管导则、技术文件、工业标准等。主要法律有《原子能法》（1946、1954）、《能源改组法》（1974）、《国家环境政策法》（1974）。法规主要为 10CFR《能源领域联邦法规》的相关章节，如 10CFR50《生产和应用设施的执照申请》、10CFR52《核电厂的执照、证书和批准》、10CFR54《核电厂延寿要求》、10CFR55《操作员执照》和 10CFR100《选址准则》等。美国核管制委员会还发布监管导则和技术文件。工业标准包括美国机械工程师协会（ASME）规范和美国电气和电

子工程师协会（IEEE）规范、美国核学会（ANS）规范、美国混凝土协会（ACI）规范等。

法国核安全法律法规体系　包括法律、法令、政令、基本安全规则或导则及工业标准等。法律有《核透明和安全法》（2006）等，法令有《承压设备法令》（1999）、《核承压设备政令》（2005）、《基本核设施及放射性物品运输安全监管法令》（2007）等，它们取代了20世纪六七十年代颁布的法规。法国核安全机构正对导则进行系统性修订，以逐步取代基本安全规则等。工业标准包括法国核蒸汽供应系统设计、建造和在役检查规则协会的《核蒸汽供应系统的设计和建造准则》（即RCC系列，覆盖机械设备M、电气设备E、土建构筑物G、核岛主系统P、防火I、核燃料C、快中子堆机械设备MR等具体领域）和《压水堆核岛机械部件在役检查规范》等。

英国核安全法律法规体系　包括法律、法规、导则等。法律包括《核设施法》（1965）、《劳动健康和安全法》（1974）、《电力法》（1989）、《放射性物质法》（1993）、《环境法》（1995）、《能源法》（2004）等。法规有《核设施法规》、《许可证条件和法规》、《电离辐射法规》、《核反应堆（退役环境影响评价）法规》（EIADR1999）、《辐射（应急准备和信息公开）法规》（EPPIR2001）等。

日本核安全法律法规体系　包括法律、政府法令、部长令、部长公告四个层次，相关法律包括《原子能基本法》《核原料、核燃料物质及反应堆管制法》《电气事业法》《应急准备基本法》《核应急准备特别法》《放射性防护法》《核损害赔偿法》等；政府法令由内阁发布，如《反应堆管制法实施法令》等；部长令包括《商用动力堆部长令》《研究堆部长令》《辐射灾害预防的部长令》等，部长公告则就具体事项进行更为详细的规定，如《安全重要相关设备的公告》《商用核电厂剂量限值的公告》等。日本原子能委员会还发布针对设计、安全评价、剂量目标和技术能力等方面的《安全审查指南》作为导则使用。工业标准则包括日本电力协会（JEAC）、日本机械工程师协会（JSMS）、日本原子能学会（JESJ）、日本火电和核电协会等行业规范。

德国核安全法律法规体系　分为法律、条例、部门规章、咨询机构文件、国家标准机构发布的文件、工业标准和国际标准6个层次。法律主要有《基本法》《原子能法》（1959、1985、1997）等；条例，由联邦政府制定，如《辐射防护条例》《许可证程序条例》《核安全官员和报告条例》《核可靠性评估条例》《核财务安全条例》等；部门规章，由联邦和州的行政部门制定，如环境及自然保护和核安全部（BMU）发布的安全准则等；咨询机构文件，如反应堆安全委员会（RSK）和辐射防护委员会（SSK）的导则和建议等。国家标准机构发布的文件，如核安全标准委员会安全标准等；工业标准和国际标准，如针对部件、系统、组织、运行程序等方面，如德国标准化研究所标准。

加拿大核安全法律法规体系　分为法律、法规要求、导则三个层次。法律包括《原子能控制法》（1946，1954）、《核安全与控制法》（NSCA）（1997）、《核责任法》（1976）、《环境评价法》（1984），以及《核燃料废物法》《紧急情况法》《应急准备法》等。法规要求包括条例、许可证和资质证书及其条件、监管性文件等三类。导则包括指导性文件、技术审查程序以及信息类文件等三种类型。工业标准主要由加拿大标准协会（CSA）制定。

俄联邦核安全法律法规体系　由联邦法律，总统法令和政府法令，监管机构规则、安全导则和标准等构成。联邦法律有《联邦公众辐射安全法》（1996）和《原子能利用法》（1995）等。总统法令和政府法令往往侧重于政府各部门的职能划分。监管机构还发布了一系列核安全标准（NP）、安全导则（RB）和指导文件（RD）等，用于具体指导核安全要求的执行和落实等。

韩国核安全法律法规体系　包括法律、总统令、行政法规、部门规章（部长令）、工业标准、导则等不同层次。法律有《原子能法》《电力事业法》《环境政策基本法》《韩国核安全研究院法》《实物保护和辐射应急法》《核损害赔偿法》《核损害赔偿协议法》等。总统令如《原子能法实施法令》，部长令如《原子能法实施规定》，工业标准需经监管机构认可，核安全导则由韩国核安全研究院负责制定。

Heanquan Gongyue

《核安全公约》　（*Convention on Nuclear Safety*）

为保障核设施安全，以保护人员、社会和环境免受核事故危害的鼓励性国际公约。于1994年6月17日通过，同年9月20日开放供签署，1996年10月24日生效。截至2012年4月，共有缔约国75个。

美国三里岛核电厂事故，特别是苏联切尔诺贝利核电厂事故，使核安全成为国际社会普遍关注的问题，国际上要求共同加强核设施安全。签订本公约的目的是通过加强缔约国自身核设施的安全和国际合作，在适当情况下包括与核安全有关的技术合作，实现和保持世界范围的高水平的核安全；保护个人、社会和环境免受电离辐射的伤害；防止发生具有辐射后果的事故，一旦发生此类事故，则尽量减轻其后果。

《核安全公约》声明，核安全的责任在于拥有核设施的国家。《核安全公约》适用于缔约国管辖下的任何陆基核电厂，包括设在同一场址且与核电厂运行直接有关的储存和处理放射性材料的设施，直至所有的燃料元件永久移出堆芯并按批准的程序安全地存放。

缔约国的主要义务有：在本国的法律框架内，采取立法、监督和行政等措施以及一切必要的步骤，确保其核设施的安全性；就履约所采取的措施向缔约方审评会议提交报告；对已有核设施的安全状况进行审查，采取必要的措施提高其安全性，如难以提高，必要时则关闭核设施。

中国参与了本公约的起草工作，为第一批签署国，已是缔约国。

heanquan guanli yuanze

核安全管理原则　（principles for nuclear safety management）　为保证核设施和核活动达到与保持核安全目标所必须遵循的规则。核安全管理原则包括：①确立管理系统及其职责；②制定安全优先政策；③创建安全文化；④贯彻质量保证制度；⑤保证足量合格人员；⑥实行安全评价和验证；⑦做好应急准备；⑧重视经验反馈和安全研究。

⑨考虑人的能力及其局限性。

确立管理系统及其职责　核设施和核活动是由营运单位及其管理系统担负全责并实施管理的，确保安全是管理中最重要的原则，因此：①核设施的营运单位必须依法全面负责所营运核设施、核活动的安全，它可以将各阶段的工作分配或委托给其他组织，但不因此减轻它对核设施安全所承担的首要责任；②所有承担安全重要活动的组织必须建立与保持具有明确职责和权力划分及相互联系渠道的管理结构。

制定安全优先政策　所有承担安全重要活动的组织必须制定和贯彻安全优先的政策，把有关核安全的事务放在应有的优先地位。

创建安全文化　所有承担安全重要活动的组织必须从高层管理开始，在所有层次创建和保持核安全文化。

贯彻质量保证制度　所有承担安全重要活动的组织都必须制定和执行与其所承担的任务相适应的质量保证大纲。核设施营运单位必须对总的质量保证大纲及其有效性承担责任。（见质量保证）

保证足量合格人员　所有承担安全重要活动的单位必须保证有足够数量的，经适当培训和授权的工作人员，工作人员应根据经批准和确认有效的程序工作。（见人员培训与授权）

实行安全评价和验证　营运单位必须通过分析、监视、试验和检查验证设施的物理状态，以及证实设施的运行继续符合运行限值和条件、安全要求和安全分析。营运单位必须根据监管要求、运行经验和有关新的安全信息对核设施在其寿期内进行系统的安全再评价。（见审评与验证）

做好应急准备　营运单位必须在核设施开始运行前，做好应急计划和应急准备。（见核事故应急管理）

重视经验反馈和安全研究　营运单位必须重视有关的运行经验反馈，及时研究改进和提高安全水平。

考虑人的能力及局限性　营运单位在核设施寿期所有阶段都必须考虑到人的行为能力及其局限性。

参考书目

Safety Fundamentals. The Safety of Nuclear Installations. Vienna：IAEA，1993.

heanquan jiben yuanze

核安全基本原则

（fundamental principles for nuclear safety）　为保证安全，达到核安全目标所必须遵循的，具有普遍应用意义的规则，是具体安全原则的基础。在核能和平利用发展的过程中，核安全基本原则的概念得到了不断的发展和完善。在核电建设早期，遵循多重保护原则、纵深防御原则等；美国三里岛核电厂事故和苏联切尔诺贝利核电厂事故后，1988 年国际原子能机构国际核安全咨询组提出了《核电厂基本安全原则》；1993 年国际原子能机构又发布了安全法则《核设施的安全》；在对核安全重要性、安全目标和安全原则达成广泛共识的基础上于 1994 年签订了《核安全公约》。2007 年，国际原子能机构、联合国环境规划署、世界卫生组织等九个国际组织共同倡议编写《核安全基本原则》，提出了 10 项核安全基本原则：①安全责任；②政府职责；③对安全的领导和管理；④设施和活动的合理性；⑤防护的最优化；⑥限制对个人造成的危险控制；⑦保护当代和后代；⑧防止事故；⑨应急准备和响应；⑩采取防护行动。

核安全基本原则贯彻于国际、国家、核安全管理和核安全技术四个层面，并贯彻于核设施和核活动的始终。

国际层面　鉴于核安全对国际社会的重要性、核设施事故有超越国界影响的可能性，国际《核安全公约》重申，核安全的责任由对核设施有管辖权的国家承担；缔约国要履行《核材料实物保护公约》《及早通报核事故公约》及《核事故或辐射紧急情况援助公约》所规定的义务。

国家层面　①国家/政府必须确立安全优先的方针和核安全目标，相应的核能、核安全核保安和核保障、辐射安全和环境保护的政策和策略，把安全事务放在其应有优先地位的政策，履行国际公约的安排，以及建立相应组织的协调机制。②必须建立和维持一个核安全法律法规标准体系，负责制定核安全法规和建立核安全许可证制度，为核安全国家监管提供法律基础。③必须建立一个核安全监管机构，依法赋予独立行使核安全监督管理的职权和能力。④立法必须确定核安全的首要责任由核设施营运组织承担；其他设计、制造、建造、供应、运输组织也承担相应的安全责任。⑤核安全监管必须保证核设施和活动的合理性、防护的最优化和限制对个人造成的危害。⑥必须做出一切实际努力，培养核安全文化，防止核事故或辐射事故。⑦必须建立有效的中央和地方的核（辐射）事故应急响应机制，尽力减轻核事故后果。

核安全管理层面　核设施或核活动营运单位依法对所营运的核设施承担首要的安全责任，负责申请和持有核安全许可证，实施核安全管理，保证核设施的安全。（见核安全管理原则）

核安全技术层面　核安全的目标是在核设施内建立和维持有效的防御辐射危害的措施，以保护个人、社会和环境免受损害。这种有效防御的技术基础就是纵深防御原则。①核设施的设计和运行必须贯彻纵深防御原则，使其具有多重保障和多层次的保护，以防止放射性物质的释放，并保证可能导致严重放射性后果的各种失效或综合失效的发生概率极低，事故后果可得到减缓。②核电厂（反应堆）安全运行必须保证控制反应性、保持堆芯冷却、放射性物质包容于适当的屏障之内（见核安全技术原则及核电厂运行安全要求）。

2010 年 4 月 12～13 日，国际核安全峰会在华盛顿召开（见图 1）；2012 年 3 月 26～27 日，第二届全球核安全峰会在韩国首尔召开（见图 2）。



图 1　国际核安全峰会（白云生　提供）



图 2　第二届全球核安全峰会（白云生　提供）

参考书目

Governmental, Legal and Regulatory Framwork for Safety. Vienna: IAEA, 2010.

The Management System for Facilities and Activities. Vienna: IAEA, 2006.

heanquan jishu yuanze

核安全技术原则

（technical principles for nuclear safety）　为保证达到核安全目标，核设施在技术上必须遵循的原则。核安全技术原则包括贯彻纵深防御原则、提供执行安全功能的手段、确保核电厂的安全特性对各种假设始发事件［是指导致事故或事件的初始条件，包括内部始发事件（如设备故障等）和外部始发事件（如地震、洪水等）］的合理响应、采取措施以满足辐射防护的各项验收准则。

贯彻纵深防御原则　核设施在设计上必须提供多重实体屏障、多层次防御及考虑事故预防与事故缓解。在贯彻纵深防御原则中，还必须注意下列方面：

（1）设计必须提供多种手段来保证实现每项基本安全功能。

（2）设计必须尽可能地防止：

1）出现影响实体屏障完整性的情况；

2）屏障在需要它发挥作用时失效；

3）一道屏障因另一道屏障的失效而失效。

（3）除极不可能的假设始发事件外，设计必须使第一层次至多第二层次防御能够阻止所有假设始发事件升级为事故工况。

（4）设计必须考虑到这样的事实：当缺少某一层次防御时，多层次防御的存在并不是继续进行功率运行的充分条件。

确保核安全功能　核电厂在功率运行下所有各层次防御必须总是可用的。为了保证安全，在各种工况下，都必须确保基本安全功能：①控制反应性；②排出堆芯热量；③包容放射性物质和控制运行排放，以及限制事故释放。

确保核电厂的安全特性对各种假设始发事件的合理响应　①依靠核电厂的固有特性，使假设始发事件不会产生与安全有关的重大影响，或是使核电厂产生趋向安全状态的变化；②发生始发事件后，核电厂借助非能动安全设施或在此状态下连续运行的安全系统的作用，以控制事件发展过程，使核电厂趋于安全；③发生假设始发事件后，借助为了响应该事件而必须投入运行的安全系统的作用使核电厂趋于安全；④发生假设始发事件后，借助专用规程使核电厂趋于安全。

采取措施以满足辐射防护的各项验收准则　①考虑所有的辐射来源，使之保持在严格的技术和管理控制之下。②在包括维修和退役的所有状态下保证公众和厂区人员受到的辐射剂量不超过规定限值并且合理可行尽量低。③在核电厂设计基准事故和选定的严重事故下保证公众和厂区人员受到的辐射剂量不超过可接受限值，并且合理可行尽量低。④必须将有可能导致高辐射剂量或放射性释放的核电厂状态发生的概率限制在很低的水平，并且保证发生概率高的核电厂状态仅产生微小潜在的放射性后果。⑤必须确定与核电厂不同的状态相对应的放射性验收准则，必须满足国家核安全监管部门的要求。

heanquan jiandu jiancha

核安全监督检查

（nuclear safety regulatory inspection）　国家核安全监管机构和/或其派出机构对核设施（核电厂）选址、建造、调试、运行及退役各阶段实施的监管性检查。

监督检查的目的　①监督核设施营运单位履行其安全职责；②核实核设施的物项和活动是否满足核安全法规要求及许可证条件；③督促及时纠正缺陷和异常状态；④确保核设施的选址、设计、建造、调试、运行及退役符合批准文件和有关要求。

监督检查的范围和任务　主要是许可证规定条件中所明确的内容，以及在审批许可证过程中确定需要检查的范围。监督检查的主要任务为：①核实提交的资料是否符合实际；②检查是否按已批准的设计建造；③检查是否按已批准的质量保证大纲进行管理；④检查核设施的建造和运行是否符合有关法规和许可证条件；⑤检查安全运行及执行应急计划的能力；⑥检查退役是否符合核安全和环境保护法规要求。

监督检查的方式和方法　核安全检查可以分为日常检查、例行检查和非例行（特殊）检查。非例行检查可以是事先通知或事先不通知。检查的方法主要有：①文件检查；②现场观察；③座谈和采访；④测量或试验。

监督检查人员及其权利和义务　核安全监管性检查必须由国家核安全监管机构任命的或委任授权的人员执行。监督检查人员有权进入制造、建造和运行现场，调查收集有关资料，其执法的权力各国规定不同，一般仅允许监督检查人员向监管机构报告情况，然后由监管机构采取必要的措施。有些国家规定监督检查人员有权要求许可证持有者立即采取纠正措施。中国核安全法规规定：核安全监督员有权要求营运单位停止明显违反核安全管理要求和许可证条件的行为，以及紧急危及核安全的活动，并必须立即报告地区监督站和国家核安全局追认核准。监督员必须遵守营运单位及有关单位的保卫、保密和辐射防护等方面的规定，并保证未经营运单位和/或有关单位同意，不得将保密资料泄露给任何第三方。

对营运单位的要求　营运单位及其他有关组织必须依法接受检查，如实反映情况，提供资料，保证检查人员能自由、迅速地进入检查地点，并协助做好检查工作。

营运单位还必须按规定执行报告制度，包括：①定期报告；②重要活动通知；③建造阶段事件报告；④运行阶段事

件报告；⑤核事故应急报告等。

核电厂建造运行各阶段的检查重点 核安全检查应连续贯彻于核电厂的选址、设计、建造、调试、运行和退役的全过程和所有的重要活动（见图），但各阶段都有其重点和要求。

核电厂建造阶段核安全检查 国家核安全当局、核安全监督员（组）对营运单位，必要时对有关承包商组织的物项与活动所进行的检查、督促、核实和监视。核电厂建设阶段包括选址、设计、土建、设备制造和安装工程。


核安全监督检查工作现场

在选址定点和设计阶段，要检查选址活动是否遵守核安全管理要求及批准的范围；核实厂址特性是否与申请文件相符合；检查核安全许可证申请者的资格及其质量保证能力；核查核电厂设计者、核安全设备供应者的资格及其质量保证能力。

在土建、制造和安装阶段，要核实与安全有关的材料、部件、构筑物和系统是否满足核安全管理要求和许可证条件，并符合良好的工程实践；核实与安全有关的物项的制造、建造、安装和试验活动是否满足核安全管理要求和许可证条件，并遵循总的安全目标。

核电厂调试阶段安全检查 核电厂安装完毕后至试运行阶段的监督检查活动，包括装料前检查、初始装料和初始临界检查、功率提升检查，以及调试质量保证大纲的检查等。

核电厂运行阶段安全检查 核电厂调试结束后进入长期运行时的安全检查。一般应按例行检查计划执行，以便有系统地验证营运单位是否遵循管理要求并符合总的安全目标。检查范围包括：①运行限值和运行工况；②辐射防护；③运行人员培训和实际能力；④放射性废物管理；⑤核事故应急计划与准备；⑥核电厂装料和核电厂换料；⑦厂址内的燃料装卸和储存；⑧环境辐射监测；⑨核电厂防火；⑩核电厂维护和核电厂维修；⑪核设备在役检查；⑫核电厂修改；⑬在安全上重要的实体保护措施；⑭质量保证大纲及其执行有效性。

核电厂退役阶段安全检查 核电厂停止运行，退出服役直至最终关闭这一阶段的安全检查。核实核电厂退役步骤和退役各阶段的状态是否符合核安全管理要求和核电厂退役批准书。特别注意检查：①最后燃料的移出；②放射性去污活动；③保卫措施和防止非法进入；④辐射监测措施。

heanquan jianguan

核安全监管

（nuclear safety regulation） 为保证核电厂（核设施）的安全所实施的国家监督管理。包括核安全立法，建立核安全监管机构，实行核安全许可证制度和营运单位安全责任制度等。

核电厂包容了大量的放射性物质，一旦发生核事故，放射性物质有可能大量逸出，将造成对工作人员和公众的辐射危害并污染环境，甚至可能造成超越国界的影响。因此，必须实行严格的国家监管。

核安全立法 政府必须负责建立一个核安全法律框架，为国家核安全监督管理提供法律依据。立法的主要目的是：①建立独立的核安全监管机构；②实行许可证制度；③实行营运单位责任制。

世界各发展核能国家一般在制订或者实施其核动力计划、建造首座核电厂以前，首先进行立法，依法建立国家的核安全监管机构，使核电厂的选址、设计、建造、调试和运行，以及核电厂退役各阶段都能依法受到监督管理。（见核安全法律法规）

核安全监管机构 必须建立一个核安全监管机构。该机构必须独立于负责核能发展的机构和组织，必须具有制定核安全法规、审批许可证、检查和执法的职责及相应的权力和资源。

核安全监管机构的设置要适应其管理职能，可根据国家的政治制度、工业体制、核电规划和所承担的具体责任来确定组织形式。

核安全许可证制度 为了对核电厂实施有效的安全监督，发展核能的国家普遍实行核安全许可证制度，即由核安全监管机构批准和颁发核电厂安全许可证件，包括核电厂建造许可证、核电厂首次装料批准书、核电厂运行许可证、核电厂退役批准书和反应堆操纵员执照等，对相应活动予以授权，并为控制这些活动的实施提出要求和条件，必要时可加以时间限制。

营运单位安全责任 立法必须明确规定，核电厂的首要安全责任由核电厂营运单位承担。营运单位依法对所营运的核设施承担安全责任，负责申请和持有核安全许可证，实施安全管理，接受核安全监管，保证核电厂安全。（见营运单位安全责任）

heanquan jianguan jigou

核安全监管机构

（nuclear safety regulatory body）

代表国家对核设施和核活动的安全实施独立监督管理的机构。

基本职能 核安全监管机构的基本职能是代表国家监管本国核设施的选址、设计、建造、调试、运行、退役各阶段，以及核活动各环节与核安全有关的一切问题，其目的是要保证工作人员、公众和环境免受过量辐射危害。各国监管机构职能不尽相同，一般包括：①制定核安全法规；②实行许可证制度；③实施核安全审查、评价、检查和执法；④监督核事故应急计划与准备；⑤监督事故管理、处理和赔偿；⑥监管核材料安全；⑦监管辐射安全；⑧监管放射性废物安全和运输安全；⑨组织核安全科学研究；⑩负责国际核安全合作等。

制定核安全法规 核安全监管机构应根据法律及政府法令，提出、编制、采用或核准各种核安全政策、原则、准则、法规、导则、标准等，以建立核安全法规体系为基石的监管框架。

实行许可证制度 许可证制度是核安全监管的主要措

施，监管机构必须根据法律、法令建立并实施核安全许可证制度。通过对许可证的申请、审查、评价、批准、颁发、修改、延长、暂停和吊销等，监管核设施的安全。

核安全审查、评价、检查和执法　核安全监管机构通过对许可证申请的审查和评价决定是否批准颁发许可证，通过检查和执法保证核设施符合核安全法规要求和许可证条件。

核事故应急计划与准备　核安全监管机构应协调和监督核事故应急准备，以及应急计划的制定和实施。

核材料安全、辐射安全、放射性废物安全和运输安全　核材料是战略物资，应加以有效管制；辐射防护是为了保护人员免受电离辐射危害；放射性废物监管和运输监管是为了保证人和环境避免受到不可接受的损害。它们也是核安全监管机构的重要监管范围。

各国核安全监管机构一般也都参与监督事故管理、处理和赔偿，组织核安全科学研究，并在国际原子能机构的组织与倡导下，积极开展双边和多边的国际核安全合作。

组织机构　核安全监管机构的组织机构取决于国家的政治法律和行政体制、核设施规模及其监管职责，通常应保证：①有足够的权力、人力和财力；②独立于核能发展部门；③能独立、有效地履行其监管职能。国土广阔、核设施较多的国家通常还设有地区派出机构。

核安全监管机构的工作人员应该主要由具有核工程、核安全和辐射防护知识、较强的工程判断和行政管理能力的人员组成，人员数量主要由核安全监管机构职能及核设施规模确定。核安全监管机构可以聘请有资格的专家担任顾问，或组成常设或非常设的咨询委员会为法规制定、许可证审批、科研规划或其他重要事项提供意见，也可以从国际组织或其他机构聘请顾问或征询意见，但在任何情况下都不能减轻核安全监管机构的责任。核安全监管机构可以通过合同等方式委托具有相关专业技能的科研院所承担部分审查、评价、检查、研究等技术支持工作，但行政审批、监管性检查执法等职能应由监管机构行使并承担责任。

中国核安全监管机构　中国的核安全监管机构为国家核安全局。负责统一监督管理和平利用核能中的安全事务，承担民用核设施和核活动的安全监管职责。国家核安全局成立于1984年10月，由原国家科学技术委员会领导。1998年6月国务院机构改革后，并入国家环境保护总局，成为核安全与辐射环境管理司（对外称国家核安全局）。2003年环境保护总局（2008年后为环境保护部）对外保留国家核安全局的牌子。2011年11月经批准国家核安全局下设三个业务司。国家核安全局通过环境保护部向国务院报告工作，环境保护部副部长兼任国家核安全局局长。

环境保护部（国家核安全局）承担核安全、辐射安全和辐射环境管理三大职能，具体包括：①制定核安全法规、方针、政策和标准；②实施许可证制度；③实施核与辐射安全审查、评价、检查和执法；④监督核与辐射事故应急计划和准备，参与或负责有关核与辐射事故应急工作；⑤监管核材料安全；⑥批复核设施、核技术和核活动的环境影响报告书；⑦组织开展辐射环境监测；⑧监管辐射安全，对核设施和核活动安全、核技术应用、电磁辐射、伴有放射性矿产资源开发利用中的污染防治实行统一监督管理；⑨监管放射性废物安全；⑩负责核安全设备的安全监督管理；⑪组织核安全科学研究；⑫负责国际核安全合作等。

环境保护部（国家核安全局）分别在华北、华东、华南、西南、东北、西北共设立了6个地区核与辐射安全监督站，负责所属地区的核与辐射安全现场监督和督察工作。环境保护部核与辐射安全中心作为重要的技术支持单位，提供核安全、辐射安全方面的全面专职的技术支持。环境保护部辐射环境监测技术中心则提供辐射环境监测方面的技术支持。

核安全与环境专家委员会作为国家核安全局的高级咨询组织，承担有关政策、法规制定，核安全许可证审批和监督，核安全技术发展和科研计划等重大问题的咨询任务。

美国核安全监管机构　按照美国《原子能法》（1954年）和《能源重组法》（1974年），美国核管制委员会（NRC）于1975年成立。委员会由5名委员组成，其主席由总统任命。NRC的监管范围包括核设施（核电厂、研究堆、核燃料循环设施等），核材料，辐射防护和废物管理等；职责包括许可证申请的审查、颁发，核安全检查和执法，运行数据分析和评价，核安全研究等。

NRC下设执行主管、安全总监、总顾问、首席财务官、国际合作部、公共事务部、议会事务部、反应堆安全顾问委员会和听证会陪审部等职位和机构。执行主管负责职能部门的日程管理，包括核反应堆监管司、新反应堆监管司、核安保和事故响应司、核材料安全和保障司、核监管研究司、执法司、调查司、行政司、人力资源司、计算机安全司、信息服务司等。NRC在费城、亚特兰大、芝加哥、达拉斯分设四个地区办公室。

法国核安全监管机构　1963年以前，法国核安全事务由原子能委员会（CEA）负责，1963年工业部负责基本核设施的安全审批。1973年，法国工业部内设核设施中央安全局（SCSIN），承担安全监管职能；1991年改组为核设施安全局（DSIN），受工业部和环境部共管；2002年，组建核与辐射安全总局（DGSNR），并受工业部、环境部和卫生部共管。2006年6月13日，法国议会通过《核透明和安全法》，并成立了作为独立行政机构的法国核安全机构（ASN），直接向总统和议会报告工作。



ASN最高管理层由5名委员组成，三人由总统直接任命（包括一名主席），其余两人分别由国民议会和参议院任命。执行局长负责日常管理。ASN下辖6个业务司，分别负责核电厂、核承压设备、工业活动和运输、研究设施和废物、环境和紧急状态、电离辐射和健康6个领域的监管活动。ASN设有7个专家委员会，分别在核反应堆、核承压设备、放射性物品运输、放射性废物、核研究设施和燃料厂、工业和科研领域辐射防护、医用和医疗领域辐射防护等技术领域提出咨询意见。ASN在波尔多、卡昂、香槟夏农、第戎、杜埃、里昂、马赛、南特、奥尔良、巴黎和斯特拉斯堡等地共设立11个地区监督站。法国核安全与辐射防护研究院（IRSN）是ASN最重要的核安全技术支持机构。

加拿大核安全监管机构　根据加拿大核安全和控制法，2000年加拿大核安全委员会（CNSC）成立，并通过自然资

源部向议会汇报工作，从而取代原有的原子能控制委员会（AECB）。

CNSC对加拿大核能和核材料的有关活动，包括核电厂和研究设施、诊断设备和肿瘤治疗设备、铀矿经营、燃料制造设施、石油勘探中放射源的利用，以及各行业放射性同位素的利用进行独立监督，确保核安全、核安保，保护公众和环境，承担和平利用核能的国际义务。

委员会由7名委员（包括一名主席）组成，由联邦政府任命，另设秘书局、审计/评价/伦理局。内设法律事务司，监管运行司（包括核电厂监管、核燃料循环设施监管、核材料监管、监管改进和重大项目管理等），监管事务司（包括监管政策、战略计划、战略沟通和协调等），技术支持司（包括环境与辐射保护和评估、核安保和核保障、安全管理、评价和分析等），综合服务司（包括人事、财务、行政、信息等）等。

德国核安全监管机构　核设施所在州的州政府均有指定部门负责许可证的审批和监督，一般都设立在州环境部内。1986年以来，德国联邦政府环境与自然保护及核安全部（BMU）则负责监督各州的审批监督活动。1986年之前相关职能由联邦政府内政部承担。联邦辐射防护局（BFS）支持BMU及各州有关辐射安全的事务。BMU下属核安全总司（DGRS），并通过三个职能司分别负责核设施安全、辐射防护和核燃料循环等领域的监管工作。

反应堆安全委员会（RSK）和辐射防护委员会（SSK）是BMU的技术支持组织，反应堆安全研究所（GRS）负责核安全科学研究，并向BMU提供技术支持。核安全标准委员会（KTA）则综合核安全监管和科学技术方面的信息并制定核安全标准。联邦州核能委员会是州与联邦政府的联合委员会，协助解决州监管当局和BMU在监督州活动中的事务。委员会主席由BMU的部长担任。

俄罗斯核安全监管机构　1986年切尔诺贝利核电厂事故后，俄罗斯的核能发展及核安全监管体制经过多次改组，实现了独立的核安全监管。俄罗斯核安全监管的职责由俄罗斯联邦环境、工业和核监管局（Rostechnadzor）承担。2008年，俄罗斯政府改组后，部分监管职能划归俄罗斯联邦自然资源和环境部（Minprirody），如核安全法规的制定等。

Rostechnadzor内设有两个具体承担核安全监管的职能部门，分别负责核电厂和研究堆、核循环设施、航海核设施、辐射风险设施、核材料衡算和实物保护的监管事宜；另设有七个地区核与辐射安全监督局（中央地区、伏尔加地区、乌拉尔地区、北欧地区、远东地区、西伯利亚、DON地区）；主要技术支持组织为核与辐射安全科学和工程中心（SEC NRS，约有300人）和联邦国有企业（FSUE VO Safety）。

日本核安全监管机构　福岛核电厂事故后，日本政府检讨现有核安全监管机制中存在的问题，决定对核安全监管体系进行调整，并于2012年9月19日成立了日本原子能管制委员会（NRA），隶属于环境省。它整合了内阁府原子能安全委员会、经产省原子能安全保安院（NISA）和文部科学省放射性物质监测和研究堆监管的职能，具体承担核安全、核安保、核保障、辐射监测和辐射源等监管工作。其领导层由一位主席和四位副主席组成，均需经国会批准后由首相任命。其下设秘书长及综合管理、政策和公共关系、国际事务、法规标准和科研、核监管、核应急准备、监测和辐射通报等部门；在全国设置了22个地方监督办公室。

英国核安全管理机构　2011年4月，英国对其监管机构进行改革重组，成立了英国核监管局（ONR），该局合并了英国健康和安全署（HSE）、核事务总司（ND/HSE）（包括核设施监督局、民用核安保局、核保障局）等部门，交通部放射性物品运输监管职能也将划转到ONR。

ONR的监管覆盖民用和军用核活动，如核电厂、放射性废物、放射性物质运输、核潜艇等。但辐射环境管理职能仍由英国环境署（EA）和苏格兰环境保护署（SEPA）负责。ONR总部设在位于利物浦附近的HSE中，在伦敦和切尔滕纳姆分别设有两个分部。现下设核电监管处、核化学和研究设施监管处、国防核设施监管处、战略和服务处、民用核安保处、新建核设施监管处、核政策和国际合作处、福岛事故评估的监管和技术标准组、机构改革处、战略项目处等部门。

韩国核安全监管机构　2011年10月，韩国对核安全监管机构进行改革，成立了直接对总统负责的韩国核安全和安保委员会（NSSC），承担韩国核安全、核安保和核保障的监管职能，韩国核安全研究院（KINS）及韩国核不扩散和管制研究院（KINAC）作为其主要的技术支持组织。

heanquan mubiao

核安全目标

核安全目标　（nuclear safety goals）　核工业应达到的安全水平。核安全基本目的是保护人和环境免受电离辐射的有害影响，核安全目标是制定和贯彻国家对核安全监管的重要部分，它与相应的核安全政策、核安全法律法规、标准、核安全许可证制度，以及核安全监督检查、核安全执法等措施共同保证核设施和核活动的安全。核安全目标一般由国家核安全监管机构会同核工业界、公众代表和其他有关方面共同制定，目的是：①统一对足够与可努力达到的安全水平的认识；②从总体出发确定并有效地解决重要问题以提高安全水平；③公众对核安全有关问题的了解和接受。

核安全目标可以是定性的，也可以是定量的；可以是确定论安全分析方式的，也可以是概率论安全分析方式的；可用于全国性的核安全监督管理，也可用于核工业或具体核设施（核电厂）的安全管理。

定性核安全目标　国际上对核安全目标已有较广泛的共识。国际原子能机构综合了各国的经验，在安全基本标准《核设施安全》和《基本安全原则》等出版物中对安全总目标、辐射防护目标和技术安全目标作了规定，并在概率论安全分析的基础上提出了概率安全目标，中国根据这些核安全目标，所作的规定与国际原子能机构的规定是一致的。

核安全基本目标/总的核安全目标　保护人和环境免受电离辐射的有害影响。在核设施内建立和维持有效的、防御辐射危害的措施，以保护个人、社会和环境使其免受损害。总的核安全目标由辐射防护目标和技术安全目标所支持，这两个目标相互补充、相辅相成，技术措施与管理性和程序性措施一起保证对电离辐射危害的防御。

辐射防护目标　保证在所有运行状态下，核设施内的辐射或该核设施任何计划排放放射性物质引起的辐射，保持低于规定限值，并且合理可行、尽量低，保证减轻任何事故的

放射性后果。

技术安全目标　采取一切合理可行的措施防止核电厂事故，并在一旦发生事故时减轻其后果。对于在设计核电厂时考虑过的所有可能事故，包括概率很低的事故，要以高可信度保证任何放射性后果尽可能小且低于规定限值；保证有严重放射性后果的事故发生的概率极低。

定量核安全目标　要求核电厂的设计和运行中所有辐射的来源都处在严格的技术和管理措施控制之下。核电厂向环境的排放和人员受到的辐射必须受到严格控制，并且必须符合运行限值和辐射防护标准。

为了实现上述安全目标，在设计核电厂时，要进行全面的安全分析，以便确定所有辐射的来源，并评估核电厂工作人员和公众可能受到的辐射剂量，以及对环境的可能影响。这种安全分析要考察的内容有：①核电厂所有计划的正常运行模式；②发生预计运行事件时核电厂的性能；③核电厂设计基准事故；④可能导致严重事故的事件序列。在分析的基础上，确认工程设计抵御假设始发事件和事故的能力，验证安全系统和安全相关物项或系统的有效性，以及确定应急响应要求。

堆芯损坏概率是最通用的风险度量数值，用作概率安全准则。中国堆芯损坏概率的目标是：对已有的核电厂，10^{-4}/（堆·年）；对新的核电厂，10^{-5}/（堆·年）。放射性物质的大量释放将会对社会造成严重影响，并且将要求采取核事故场外应急措施。中国放射性物质大量释放的目标是：对已有的核电厂，10^{-5}/（堆·年）；对新的核电厂，10^{-6}/（堆·年）。如果没有达到这些目标，对相应安全系统应该进行认真分析，以确定是否需对其进行合理可行的改进。

参考书目

IAEA SF-1 Fundamental Safety Principles. Vinna，2006.

国家核安全局．HAD102/17 核电厂安全评价与验证．北京，2006.

heanquan shebei huodong jiandu guanli

核安全设备活动监督管理

（regulation on nuclear safety-related components activities）　国家对民用核设施中执行核安全功能的设备的监督管理。民用核安全设备包括核安全机械设备和核安全电气设备。核安全机械设备包括执行核安全功能的压力容器、钢制安全壳（钢衬里）、储罐、热交换器、泵、风机和压缩机、阀门、闸门、管道（含热交换器传热管）和管配件、膨胀节、波纹管、法兰、堆内构件、控制棒驱动机构、支承件、机械贯穿件，以及上述设备的铸锻件等。核安全电气设备包括执行核安全功能的传感器（包括探测器和变送器）、电缆、机柜（包括机箱和机架）、控制台屏、显示仪表、应急柴油发电机组、蓄电池（组）、电动机、阀门驱动装置、电气贯穿件等。

中国对民用核安全设备监督管理包括三个方面：①对设备相关活动的监督管理；②对设备相关特种人员的监督管理；③对设备本身质量的监督管理。

对设备相关活动的监督管理　中国对核安全设备相关活动监督管理已有近20年的发展历程。1992～1995年首次针对民用核安全设备的重要组成部分——民用核承压设备的安全监督管理完成了相应的立法工作。陆续发布了HAF0900《民用核承压设备安全监督管理规定》、HAF0901《民用核承压设备安全监督管理规定实施细则》、HAF0902《民用核承压设备无损检验人员培训、考核和取证管理办法》和HAF0903《民用核承压设备焊工及焊接操作工培训、考核和取证管理办法》。1998年后，它们的编号分别改为HAF601、HAF601/01、HAF602和HAF603。

1998年版的HAF601规定，从事核承压设备的设计、制造、安装、实验、检验、在役检查、维修、退役、迁移及转让等活动（以下简称核承压设备活动）的单位，以及为制造核承压设备提供关键承压材料及零、部件的生产厂都必须遵守本规定；核承压设备活动必须贯彻安全第一的方针和确保质量，根据核承压设备的分类和核安全功能分级进行相应的监督管理；核承压设备活动实行资格许可制度，具体包括设计、制造和安装三项活动。

国务院于2007年颁布了《民用核安全设备监督管理条例》（以下简称《设备条例》），其适用范围相比于核承压设备有很大扩展。为了避免实践中对民用核安全设备的具体范围产生不同理解，条例规定对民用核安全设备实行目录管理制度，具体目录由国务院核安全监管部门商国务院有关部门制定并发布。

《设备条例》将设备活动许可制度从设计、制造和安装扩充到无损检验，从国内单位扩充到国外单位。（见核安全设备活动许可证制度）

《设备条例》设定严格的法律责任来保证民用核安全设备的质量。对设备活动单位违反本条例的行为，规定了责令停止违法行为、罚款、暂扣和吊销许可证等处罚种类；明确被依法吊销许可证的单位，自吊销许可证之日起1年内不得重新申请领取许可证；规定了直接负责的主管人员和其他直接责任人员的法律责任。《设备条例》还首次设定了国务院核安全监管部门及人员的法律责任。

针对民用核安全设备标准体系还不完备的现状，《设备条例》规定民用核安全设备标准分为国家标准、行业标准和企业标准三个层次。涉及核安全基本原则和技术要求的民用核安全设备国家标准由国务院核安全监管部门组织拟定，由国务院标准化主管部门和国务院核安全监管部门联合发布；其他国家标准由国务院核行业主管部门组织拟定，经国务院核安全监管部门认可，由国务院标准化主管部门发布。民用核安全设备行业标准由国务院核行业主管部门组织拟定，经国务院核安全监管部门认可，由国务院核行业主管部门发布，并报国务院标准化主管部门备案。对于尚未制定相应国家标准和行业标准的，采用经国务院核安全监管部门认可的标准。

对设备相关特种人员的监督管理　见核安全设备活动许可证制度。

对设备本身质量的监督管理　见核安全设备活动许可证制度。

监管体系　中国民用核安全设备安全管理可分为三个层次：①由国家核安全监管部门独立行使的国家核安全监督；②核行业主管部门和其他有关部门对核安全设备的核安全检查管理；③核设施营运单位对核安全设备质量保证体系的控制，包括对设备活动进行质量管理和过程控制，并做好监造

和验收工作（见图）。





核安全设备制造厂现场监督

多数西方核能发达国家对核承压设备的核安全监督是建立在第三方独立检验机构监督检验活动的基础之上，核安全当局的任务主要集中在监督第三方独立检验机构监督检验活动的合法性和公正性；监督模式多数采用资格认证＋产品认证双重管理。在这种管理模式下，由于第三方独立检验机构对产品进行认证，因此它对产品质量也负有连带责任；在正常使用条件下，若产品失效或损坏，则由相应的保险公司负责赔偿。国际上还不具备依靠第三方实行独立监督的条件；产品认证的条件尚不成熟。因此，中国对民用核安全设备的监管仍然采用由国家核安全监管部门直接对从事核安全设备活动的单位实施核安全监督管理的模式，实行资格许可＋过程监督，而不实行产品认证。

heanquan shebei huodong xukezheng zhidu

核安全设备活动许可证制度　(permit system on nuclear safety-related components activities)　中国对民用核安全设备及相关活动实行许可证制度，包括境内活动单位许可证制度、境外活动单位注册证制度、特种人员（无损检验、焊接）资格管理制度及进口设备安全检验制度。核安全设备境内活动单位指具有中华人民共和国法人资格的组织机构，核安全设备境外活动单位指欲为中华人民共和国境内民用核设施进行民用核安全设备相关活动的、在中华人民共和国以外的国家或地区合法设立的经营企业。

必须持有许可证书或注册登记证书，方可从事的民用核安全设备活动的种类包括设计、制造、安装、无损检验。

申请领取民用核安全设备设计、制造、安装或者无损检验许可证的境内活动单位，应当具备的条件有：①具有法人资格；②有与拟从事活动相关或者相近的工作业绩，并且满5年以上；③有与拟从事活动相适应的、经考核合格的专业技术人员，其中从事民用核安全设备焊接和无损检验活动的专业技术人员应当取得相应的资格证书；④有与拟从事活动相适应的工作场所、设施和装备；⑤有健全的管理制度和完善的质量保证体系，以及符合核安全监督管理规定的质量保证大纲。申请领取民用核安全设备设计、制造、安装或者无损检验注册登记证书的境外活动单位，应当具备的条件有：①遵守中华人民共和国的法律、行政法规和核安全监督管理规定；②已取得所在国核安全监管部门规定的相应资质；③使用的民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验技术是成熟的或者经过验证的；④采用中华人民共和国的民用核安全设备国家标准、行业标准或者国务院核安全监管部门认可的标准。另外，还应满足以下条件：①为所在国家（地区）合法设立的经营企业；②具有与拟从事活动相关的工作业绩，并且满5年以上；③具有与拟从事活动相适应的工作场所、设施和装备，以及经考核合格的专业技术人员；④具有与拟从事活动相适应的质量保证体系。

民用核安全设备活动许可证的管理　包括许可证的申请、颁发、延续和吊销。



图1　民用核安全设备设计许可证

民用核安全设备活动许可证申请和颁发　申请领取民用核安全设备设计、制造、安装或者无损检验许可证的单位，应当向国务院核安全监管部门提出书面申请。国务院核安全监管部门自受理申请之日起45个工作日（不包含技术审查的时间）内完成审查，并对符合条件的单位颁发许可证。民用核安全设备设计许可证、制造许可证见图1、图2。



图2　民用核安全设备制造许可证

民用核安全设备活动许可证延续和吊销　民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验许可证有效期为5年。许可证有效期届满，民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验单位需要继续从事相关活动的，应当于许可证有效期届满6个月前，向国务院核安全监管部门提出延续申请。逾期不办理延续申请的单位，其许可证自行失效。

民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验单位存在违规行为的，由国务院核安全监管部门责令限期改正，并处

相应罚款，逾期不整改或者经整改仍不符合发证条件的，暂扣或者吊销许可证。

民用核安全设备活动单位注册证的管理 包括注册证的申请、颁发、延续和吊销。

民用核安全设备活动注册证申请和颁发 为中华人民共和国境内民用核设施进行民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验活动的境外活动单位，应当事先到国务院核安全监管部门申请注册登记。国务院核安全监管部门自受理申请之日起45个工作日（不包含技术审查的时间）内完成审查，并对符合条件的颁发《中华人民共和国民用核安全设备活动境外单位注册登记确认书》。

民用核安全设备活动注册证延续和吊销 民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验境外单位注册登记确认书有效期为5年。确认书有效期届满，境外单位需要继续从事相关活动的，应当于确认书有效期届满6个月前，重新向国务院核安全监管部门提出注册登记申请。经注册登记的境外活动单位，变更单位的名称、所在国家（地区）、住所或者法定代表人的，应当自其在所在国家（地区）变更登记之日起30日内，向国务院核安全监管部门申请办理注册登记确认书变更手续。

境外单位有违规行为的，国务院核安全监管部门可以根据情节轻重，暂扣或者收回注册登记确认书。

特种人员（无损检验、焊接）资格管理 欲为中华人民共和国境内民用核设施从事民用核安全设备无损检验活动的人员，必须依据HAF602《民用核安全设备无损检验人员资格管理规定》参加考核并取得资格证书后，方可从事相应方法和级别的民用核安全设备无损检验活动。欲为中华人民共和国境内民用核设施从事民用核安全设备焊接活动的焊工、焊接操作工，必须依据HAF603《民用核安全设备焊工焊接操作工资格管理规定》参加考核并取得资格证书后，方可从事相应的焊接活动。

民用核安全设备无损检验人员，以及焊工、焊接操作工不得同时在两个以上单位中执业。已取得国外相关资格证书的境外单位的无损检验人员或焊工、焊接操作工，需经国务院核安全监管部门核准后，方可在中华人民共和国境内从事民用核安全设备无损检验或焊接活动。HAF602管辖的民用核安全设备无损检验方法包括超声、射线、磁粉、渗透、涡流、目视、泄漏检验，民用核安全设备无损检验人员考试合格项目（超声、射线等）的有效期限为5年，无损检验人员连续脱离无损检验专业工作1年以上，该项目自动废止。焊工、焊接操作工资格证书的有效期限为3年。连续中断焊接工作超过3个月的，焊工、焊接操作工所持资格证书自动失效。

民用核安全设备无损检验人员有违规行为的，由国务院核行业主管部门吊销其资格证书。

进口民用核安全设备安全检验 国务院核安全监管部门及其所属的检验机构依法对进口民用核安全设备进行安全检验。安全检验可以采取独立检验或者验证的方式，未经安全检验或者经安全检验不合格的进口民用核安全设备，不得在中华人民共和国境内的民用核设施上运行使用。安全检验的内容包括口岸检查、开箱检查及设备性能检查。

民用核设施营运单位的管理 民用核设施营运单位有下列行为之一的，由国务院核安全监管部门责令限期改正，并处相应罚款，逾期不改正的，吊销其核设施建造许可证或者核设施运行许可证：①委托未取得相应许可证的单位进行民用核安全设备设计、制造、安装和无损检验活动的；②对不能按照质量保证要求证明质量受控，或者出现重大质量问题未处理完毕的民用核安全设备予以验收通过的。

民用核安全设备的核安全监督检查 民用核安全设备设计、制造、安装单位在相应的核安全设备活动开始30日前、民用核安全设备无损检验单位在相应的核安全设备活动开始15日前应向国家核安全监管部门报送有关文件；民用核安全设备活动（设计、制造、安装和无损检验）单位，应当按照下列规定向国务院核安全监管部门报告：①开展涉及核安全的重要会议、论证等活动的，提前7个工作日报告；②出现重大质量问题的，在24h内报告；③因影响民用核安全设备质量和核安全而导致民用核设施营运单位发出停工指令的，在3个工作日内通报。

国务院核安全监管部门及其派出机构，接到民用核安全设备活动单位报送的文件后，应当制定相应的监督计划并书面通知报送单位。活动单位应当根据监督计划的要求，做好接受监督检查的准备。活动单位还应当根据相关活动的实际进度，在监督计划确定的活动实施10个工作日前，书面通知国务院核安全监管部门及其派出机构。

heanquan xukezheng zhidu

核安全许可证制度 (nuclear safety licensing system)

国家核安全监管机构通过审批、颁发和管理核安全许可证，对核设施、核活动、核材料进行监督管理的一种体制。核安全许可证是国家核安全监管机构批准或认可申请单位或个人可以从事与核安全相关活动的正式文件，核安全许可证通常附有特定要求和限定条件。

核安全许可证的种类 主要分为核设施许可证、操纵员执照、核材料许可证、核安全设备活动许可证、放射性物品运输许可证等。

核设施许可证 按设施选址、建造、首次装料、运行和退役等阶段设置。只有在获得各阶段的许可证后，才允许进行该阶段特定的活动。以核电厂为例，包括核电厂厂址审查意见书、核电厂建造许可证、核电厂首次装料批准书、核电厂运行许可证、核电厂退役批准书。

（1）核电厂厂址审查意见书。核电厂营运单位向环境保护部（国家核安全局）提交核电厂可行性研究阶段的厂址安全分析报告和环境影响报告书，环境保护部（国家核安全局）审评通过后，颁发核电厂厂址选择审查意见书和核电厂环境影响报告批准书。根据国家核电基本建设程序规定，国家发展和改革委员会只有在收到环境保护部（国家核安全局）的核电厂厂址选择审查意见书和核电厂环境影响报告批准书后，才能批准核电厂可行性研究报告和营运单位申请的厂址。

（2）核电厂建造许可证。核电厂营运单位向环境保护部（国家核安全局）提交核电厂建造许可证申请书，并包括核电厂初步安全分析报告、核电厂环境影响报告书（建造阶段）和核电厂质量保证大纲（建造阶段）等附件。环境保护部（国家核安全局）审评通过后，颁发核电厂建造许可证

（见图 1），批准核电厂建造后方可开始核岛混凝土浇筑。



图 1 核电厂建造许可证

（3）核电厂首次装料批准书。核电厂建造、安装完毕，经过运行前试验后进入首次装料阶段。核电厂营运单位向环境保护部（国家核安全局）提交核电厂首次装料申请，并包括核电厂最终安全分析报告、核电厂环境影响报告书（申请首次装料阶段）、核电厂质量保证大纲（调试阶段）、营运单位应急计划、调试大纲和其他有关附件资料。环境保护部（国家核安全局）审评通过后，颁发核电厂首次装料批准书，批准首次装料，许可进行带核反应的调试，按批准的计划提升功率，以及为期 12 个月的试运行。

（4）核电厂运行许可证。核电厂完成首次装料、临界和提升功率，经试运行 12 个月后可以申请正式运行的许可证。核电厂营运单位向环境保护部（国家核安全局）提交核电厂运行许可证申请，并包括修订的最终安全分析报告和其他有关附件资料。环境保护部（国家核安全局）审评通过后，颁发核电厂运行许可证（见图 2），批准正式运行，许可在遵守核电厂运行许可证规定的条件下长期运行。



图 2 核电厂运行许可证

（5）核电厂退役批准书。核电厂营运单位向环境保护部（国家核安全局）提交退役申请，并包括核电厂退役报告、核电厂环境影响报告书（申请退役阶段）、核电厂质量保证大纲（退役阶段）等附件资料，环境保护部（国家核安全局）审评通过后，颁发核电厂退役批准书（临时），许可开始进行核电厂退役活动。核电厂退役完成后，经过环境保护部（国家核安全局）检查合格，颁发核电厂退役批准书，该核电厂正式退役。

核电厂操纵员执照　分为操纵员执照（见图 3）和高级操纵员执照（见图 4）两种。中国对核电厂和研究堆的操纵员实施严格的管理，以核电厂为例，持操纵员执照或高级操纵员执照的人员方可操纵核电厂反应堆控制系统；持高级操纵员执照的人员方可指导他人操纵核电厂反应堆控制系统；核电厂操纵员执照和高级操纵员执照的申请者由核电厂主管部门或其委托的单位负责考核，由国家核安全局负责监督、核准并颁发相应执照。



图 3 反应堆操纵员执照

核材料许可证　持有核材料数量达到规定限额的单位，必须申请核材料许可证。（见核材料管制）



图 4 反应堆高级操纵员执照

核安全设备活动许可证　中国对民用核安全设备及相关活动实行许可制度，包括境内活动单位许可证制度、境外活动单位注册证制度、特种人员（无损检验、焊接）资格管理制度及进口设备安全检验制度。（见核安全设备活动许可证制度）

放射性物质运输许可证　包括一类放射性物品运输容器制造许可证、境外单位制造的一类放射性物品运输容器使用批准书、放射性物品运输的核与辐射安全分析报告批准书等。放射性物品运输许可证由国家核安全监管机构颁发。（见放射性物质运输安全）

许可证内容　许可证内容因各国的监管体制、许可证制度而有所不同，但一般应包括法律授权的制定和颁发许可证的机构、许可证件持有的组织或个人、核设施（核电厂）的名称和厂址、许可证件所批准的活动、有效期限、许可证限值和条件等。

许可过程　包括许可证的申请、审评、颁发和管理。①申请。核设施营运单位或相关人员（许可证申请者）向核安全监管机构提出许可证申请，并提供所要求的资料。②审评。核安全监管机构组织对申请的审查和评价并决定接受或拒绝申请。③颁发许可证。如审评结果认为申请符合法规规定的核安全要求，颁发附有限值和条件的许可证件，允许从事所批准的活动。④许可证管理。包括定期或不定期的监管性检查、审查或评价，检查核设施的安全状况及许可证条件的执行情况。必要时可要求整改，或采取强制性的措施暂停或吊销许可证。

许可证的有效期限及许可证条件可以按法规规定的程序作一定的变更。

heanquan zhifa

核安全执法

（nuclear safety enforcement）　核安全监管机构对核安全许可证持有者违反核安全法规和（或）核设施（核电厂）许可证条件所采取的强制性措施。核安全监管机构应拥有适当的权力，以使法律、规章和许可证条件得到遵守。在法律的授权下，国家核安全监管机构可制订和发布执法行动的实施细则，并规定核安全许可证持有者的责任和应具备的能力。

法律基础　《中华人民共和国行政处罚法》第八条规定，中国行政处罚的种类包括七类，即警告，罚款，没收违法所得、没收非法财物，责令停产停业，暂扣或者吊销许可证、暂扣或者吊销执照，行政拘留，法律、行政法规规定的其他行政处罚。《中华人民共和国放射性污染防治法》等其他法律法规还规定了其他的处罚措施。

《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》规定：

凡违反规定，有下列行为之一的，国家核安全局可依情节轻重，给予警告、限期改进、停工或者停业整顿、吊销核安全许可证件的处罚：①凡未经批准或违章从事核设施建造、运行、迁移、转让和退役的；②谎报有关资料或事实，或无故拒绝监督的；③无执照操纵或违章操纵的；④拒绝执行强制性命令的。当事人对行政处罚不服的，可在15日内向人民法院起诉。对处罚决定不履行，逾期又不起诉的，由国家核安全监管部门申请人民法院强制执行。对于不服管理、违反规章制度，或者强令他人违章冒险作业，因而发生核事故，造成严重后果，构成犯罪的，由司法机关依法追究刑事责任。

核安全执法的职能属于行政部门。核安全监管部门采取的强制性命令应以书面形式通知相关单位和人员，在非常情况下由地区监督站执行，事后补发通知。

处罚程序　行政处罚的决定应基于确切的违法事实；在作出行政处罚决定之前，应当告知当事人作出行政处罚决定的事实、理由及依据，并告知当事人依法享有的权利；当事人有权进行陈述和申辩；在作出涉及责令停产停业、吊销许可证或者执照、较大数额罚款等行政处罚决定之前，应当告知当事人有要求举行听证的权利；当事人要求听证的，行政机关应当组织听证。当事人不承担行政机关组织听证的费用。

hecailiao guanzhi

核材料管制　(nuclear material control)　用以保证核材料的安全与合法利用，防止被盗、破坏、丢失、非法转让和非法使用，保护国家和人民群众的安全，促进核能事业的发展。中国实施核材料管制的法律依据是《中华人民共和国核材料管制条例》《中华人民共和国核材料管制条例实施细则》。

中国核材料管制的基本要求是：①保证符合国家利益及法律规定；②保证国家和人民群众的安全；③保证国家对核材料的控制，在必要时国家可以征收所有核材料。

一切持有、使用、生产、储存、运输和处置规定的核材料的部门和单位必须遵守《中华人民共和国核材料管制条例》。规定管制的核材料包括：①^{235}U及含^{235}U的材料和制品；②^{233}U及含^{233}U的材料和制品；③^{239}Pu及含^{239}Pu的材料和制品；④^{3}H及含^{3}H的材料和制品；⑤^{6}Li及^{6}Li的材料和制品；⑥其他需要管制的核材料。中国核材料管制的等级、品种和数量略严于国际原子能机构的建议。

核材料管制工作职责与分工　《中华人民共和国核材料管制条例》中对有关部门在核材料管制工作中的职责与分工予以明确，规定国家核安全局负责民用核材料的安全监督，具体包括：①拟定核材料管制法规；②监督民用核材料管制法规的实施；③核准核材料许可证。国家原子能机构负责管理全国的核材料，具体包括：①负责实施全国核材料管制；②负责审查、颁发核材料许可证；③拟定核材料管制规章制度；④负责全国核材料账务系统的建立和检查。

核材料许可证制度　中国对核材料实行许可证制度。持有核材料数量达到以下规定限额的单位必须申请核材料许可证：①累计的调入量或生产量大于或等于0.01有效公斤的铀、含铀材料和制品（以铀的有效公斤量计）；②任何量的^{239}Pu、含^{239}Pu的材料和制品；③累计的调入量或生产量大于或等于3.7×10^{13}Bq（1000Ci，居里）的^{3}H、含^{3}H的材料与制品（以氚量计）；④累计的调入量或生产量大于或等于1kg的浓缩锂、含浓缩锂的材料与制品（以^{6}Li量计）。其中有效公斤（或有效千克）是国际核保障使用的专用单位，对于钚、不同富集度的^{235}U有相应的换算公式。

核材料许可证的申请程序是：申请—审查—核准—颁发。

核材料许可证持有单位应建立账目与报告制度、核材料衡算制度、核材料安全保卫制度、核材料运输和保密制度、突发事件响应制度。

国家对核材料管制工作成绩显著的单位、个人，由有关部门给予表扬和奖励。对有下列行为之一的，国家核安全局可依情节轻重，给予警告、限期改进、罚款和吊销许可证的处罚：①未经批准或违章从事核材料的生产、使用、储存和处置的；②不按照规定报告或谎报有关事实和资料的；③拒绝监督检查的；④不按照规定管理，造成事故的。

《中华人民共和国核材料管制条例实施细则》对核材料许可证持有单位的责任、核材料许可证的申请程序、核材料持有单位的核材料账务管理、核材料衡算、核材料实物保护、核材料运输实物保护的具体措施进行了详细规定，适用于核材料许可证的申请、审查、核准、颁发和核材料的账务衡算管理及实物保护。

实施细则中规定核设施必须建立核材料账务管理系统，及时上报核材料国内转移、出入境及库存变化情况。建立核材料测量系统，测量系统要完整、可靠，测量精度要达到一定要求。定期进行核材料实物盘存，盘存时各关键测量点数据必须采用实测值。按照工艺系统和核材料种类划分平衡区，进行闭合衡算，基本公式为

不平衡差（MUF）＝期初存量＋调入量－期末存量
－调出量－已知损失量

并对衡算结果进行评价和上报。

实施细则中要求核设施应按照核材料的保护等级实行分级保护，对保卫制度、警卫与守护、技防措施、实体屏障、核材料运输给出了具体要求。

实施细则附表中给出了各类核设施的闭合材料平衡MUF的相对标准偏差限值和核材料实物保护等级划分，附件中提供了《核材料许可证申请报告》《核材料账目与衡算管理实施计划》《核材料实物保护与保密实施计划》《更改核材料许可证申请报告》及《终止核材料许可证申请报告》的标准格式。

hecailiao hengsuan

核材料衡算　(nuclear material accounting)　为确定在规定区域内拥有核材料数量和在规定时间内这些数量的变化而进行的活动。核材料衡算的要素包括：衡算区域确定、记录保存、核材料测量、衡算报告的编制和提交、核材料衡算信息正确性的核实。核材料衡算是国际核保障监督的三个基本方面之一（国际核保障监督包括核材料衡算、封隔与监视及现场视察）。

核材料衡算分为设施级、国家级和国际原子能机构级。设施级和国家级核材料衡算要满足国际原子能机构和当事国之间核保障协定的要求，两者之间分工有一定的灵活性，国家级负责标准和要求的制定并监督，设施级则要遵守和接受监督；国际原子能机构级核材料衡算特别强调要独立核查由设施级和国家级核材料衡算提交的记录及报告

中数据和信息的正确性。三者的关注点和方法不尽相同，从技术角度出发，设施级核材料衡算最具代表性。值得注意的是核材料衡算是及早发现核设施在正常核活动的掩护下的非法转移、内外勾结的少量多次的转移和盗窃核材料的唯一手段，发现后的行动则要依靠实物保护完成。

核材料衡算法律依据　《中华人民共和国核材料管制条例》及其实施细则，对核材料衡算提出了具体要求，规定了核设施核材料衡算的起点和终点、账务管理系统及核材料衡算方法。

设施级核材料衡算内容　包括物料平衡区、记录和报告系统、测量系统、测量质量控制、实物盘存、收发差、核材料平衡结算等。

（1）物料平衡区。国家核材料管制部门核准的、在核设施内部或外部的一个区域，进出该区域的核材料是可以测量的，必要时可以测量平衡区中核材料的实际存量，平衡区之间设置流动关键测量点和盘存关键测量点，平衡区的划分应遵守相应原则。散料核设施（如元件制造厂）采用进料储存、工艺过程和产品储存三个平衡区的结构。件料设施（如核电厂）采用单一平衡区的结构，一个堆作为一个平衡区。

（2）记录和报告系统。包括衡算记录、操作记录和衡算报告，是核设施按照国家要求对每个平衡区建立的精确表示核材料的库存量、库存变化及统一格式衡算报告的系统。衡算记录包括总账、存量变化日志、支持文件及存量变化的调整和修正。操作记录包括核材料测量记录、测量质量记录、实物盘存及损失记录。衡算报告主要包括存量变化报告、实物盘存清单、材料平衡报告及数据处理，以及核材料管制部门要求的其他报告。

（3）测量系统。指用于确定接收、生产、发运、损失或以其他方式从存量中取走的核材料数量及库存量的程序、人员和设备。国家核材料管制部门对核设施的测量系统及测量误差做出了具体要求，核设施建立测量系统时要考虑生产过程、工艺操作水平、管理水平及物料衡算的精度要求和成本费用。国际原子能机构在有关文件中推荐了核燃料循环设施的测量方法和精度。

（4）测量质量控制。国家核材料管制部门要求核设施制定的核材料测量质量控制制度，用于保证各类核设施的测量系统正常运行，包括定期重复标定测量设备、培训和考核测量人员、正确计算测量的随机误差和系统误差、正确估算与MUF有关的测量不确定度极限等。

（5）实物盘存。核设施根据实际测量到的实物存量确定核材料的平衡，是核材料衡算的基础，根据实物盘存结果得出的结论判断是否发生明显的丢失和非法转移。实物盘存产生的操作记录包括盘存操作过程产生的结果记录，还包括盘存步骤本身的记录。

（6）收发差。核材料在平衡区之间进行转移时，发方和收方都要测量核材料的数量，因此可能会产生差额（简称收发差）。收发差不是由测量不确定度引起的，应在核材料衡算记录和衡算报告中以修正存量变化文件的形式予以说明。

（7）核材料平衡结算。核材料衡算采用闭合平衡方法，是指在实物盘存中，每一项的物料量必须是实测值，而所用的测量系统的误差必须是已知的。不平衡差为

$$\mathrm{MUF}=(PB+X-Y)-PE$$

式中 PB 为期初实物存量；X 为存量增加的总和；Y 为存量减少的总和；PE 为期末实物存量。对于件料平衡区，MUF应为零。对于散料平衡区，由于测量不确定度和加工性质的原因，可以预计 MUF 不为零，用测量不确定度上限计算 MUF 的不确定度，即 σ_{MUF}。当 MUF 小于或等于 $2\sigma_{\mathrm{MUF}}$ 时，即认为达到闭合平衡；当 MUF 大于 $2\sigma_{\mathrm{MUF}}$ 时，即认为未达到闭合平衡。

Hecailiao Shiwu Baohu Gongyue

《核材料实物保护公约》　（*Convention on Physical Protection of Nuclear Material*）　保护核材料运输安全的国际公约。于1980年3月3日在维也纳国际原子能机构总部和纽约联合国总部开放供签署，1987年2月8日生效。截至2010年9月底，共有145个缔约国。

《核材料实物保护公约》（以下简称《公约》）的主旨是，保护核材料在国际运输中的安全，防止由于非法取得和使用核材料所可能引起的危险；在追回和保护丢失或被窃的核材料，惩处或引渡被控罪犯方面进行国际合作。

《公约》的适用范围是，用于和平目的而在国际运输中的核材料，部分适用于国内使用、储存和运输中用于和平目的的核材料。

缔约国的主要义务有：①在本国建立和保持一套核材料的实物保护系统；②确保在其境内的或装载于属其管辖的船舶或飞机上的核材料，在国际运输中按规定的级别予以保护；③不输出或输入，也不准他国经其陆地、内河航道、机场和海港过境运输核材料，除非取得保证该材料已按规定的级别受到保护；④在核材料被盗、被抢劫或受到威胁时，向任何提出请求的国家提供合作，以追回失落的核材料。

《公约》在附件中规定了核材料的分类办法，以及相应的实物保护级别。

中国于1989年1月10日向国际原子能机构递交了加入书，同时声明对《公约》第十七条第2款规定的两种解决争端的程序提出保留。《公约》于1989年2月9日对中国生效。

hedianchang anquan

核电厂安全　（nuclear power plant safety）　利用核能的发电厂达到和维持适宜的、可预防事故或减缓事故后果，且不发生不适当的核辐射危害的运行状态。核电厂按照纵深防御原则，设置多道裂变产物的实体屏障（如燃料元件包壳、一回路压力边界、安全壳等）、纵深防御多层安全保护措施，以保证安全；国家对核电厂实施严格的监管以保证核电厂安全。

人类所从事的很多活动都有一定的风险，只是风险的可接受程度与减少风险需付出的代价不同。核电厂安全目标是：①反应堆事故对核电厂附近的个人或居民群体可能产生的急性死亡风险，不超过由于其他事故而导致的急性死亡风险的0.1%；②反应堆事故对核电厂附近的个人或居民群体可能产生的晚期癌症死亡风险，不超过由于其他原因产生癌症风险的0.1%。核电厂的实践与研究表明，核电厂安全性远好于其他工业。

核电厂事故及其分级　核电厂和常规发电厂一样，可能因设计不当、设备故障、人因失误或超设计基准自然灾害等

因素造成严重程度不同的事故。国际核事件分级准则把核事件分为7个等级。(见核电厂事件分级)

核电厂事故及国际影响 核电厂事故不但影响其本身，其潜在的危险也可能危及周围的居民和环境，其影响甚至可能超越国界。在核电发展史上共发生过三次严重事故。

三里岛核电厂事故 1979年3月28日，美国三里岛核电厂因机械故障及人为误操作导致世界核电史上第一次反应堆芯严重损坏，但放射性物质没有逸出安全壳，对厂区人员和环境造成的辐射影响很小，后定为5级事故。三里岛核电厂事故后，核电界在人-机关系、监测控制、人员培训和事故分析研究等方面都作了许多改进。(见三里岛核电厂事故)

切尔诺贝利核电厂事故 1986年4月26日，苏联切尔诺贝利核电厂4号堆(百万千瓦级的石墨管式沸水堆)，因该种堆型本身的设计缺陷和操纵员违章操作引起瞬发超临界，导致该厂4号堆堆芯熔化、部分厂房倒塌和大量放射性物质外泄的7级特大核事故。这次事故造成的损失和社会影响，特别对核电工业的冲击是巨大的。奥地利等国停运已建成的核电厂。国际核工业界对运行的各型核电厂进行了全面的检查、评估和改进，修改了相应的核安全标准和法规。强调加强安全文化建设，规定了对超设计基准事故的全面分析和预防，以及应急和减轻事故后果措施等要求。1986年，国际社会还制定了《及早通报核事故公约》和《核事故或辐射紧急情况援助公约》，1995年又进一步制定了《核安全公约》，目的是通过本国的措施和国际合作在世界范围内实现和维持高水平的核安全。(见切尔诺贝利核电厂事故)

福岛核电厂事故 2011年3月11日，日本东部发生大地震、大海啸造成日本东海岸的广泛破坏。福岛第一核电厂因海啸远超防护，造成厂区严重水淹，外电源及应急电源损坏，堆芯无法冷却而过热损毁；进而因应对不力，压力容器、压力壳和反应堆厂房遭受严重损坏，大量放射性物质外泄，被定为7级严重事故。(见福岛核电厂事故)

福岛核电厂事故在全球范围引发核电安全的关注和讨论。一些国家决定放弃核电，德国和瑞士决定逐步关停现役核电厂；意大利全民公决否定政府重新起动核电的方案。但大多数核电国家鉴于能源、环境、技术及经济等原因，认定福岛核电厂事故并没有改变"核能是安全、环境友好能源"的结论，依然要在安全优先的原则基础上坚持发展核电。国际原子能机构发布声明，强调核电国家要保证采用核安全最高标准，加强核安全应急能力及核工业和核电营运机构的责任，进一步提高国家核安全监管的权威、能力和资源，加强国际合作。

中国核电厂安全概况 福岛核电厂事故后，中国国务院立即部署对全国核设施开展综合安全检查，检查范围包括15台在役、26台在建、3台待建核电机组，以及全部其他民用核设施，检查重点包括厂址外部事件、核设施防洪、抗震，全厂断电、多种极端自然事件叠加、严重事故的预防、缓解和应急，环境监测和应急体系有效性等方面。历经9个月的检查、审核，公布了《关于全国民用核设施综合安全检查情况的报告》。中国核电厂安全总体可归纳为：

(1) 中国在核电厂设计、建造和运行方面较好地吸收了国际成熟经验。

(2) 核电机组安全业绩良好。

(3) 在建核电厂具有较高的安全水平。

(4) 结合核设施的厂址条件对地震、洪水等外部事件进行了充分的论证，发生类似福岛核电厂事故的可能性极小。

(5) 各核设施的放射性流出物排放远低于国家规定的标准，核设施周边的辐射水平保持在天然本底涨落范围之内。

在综合检查的基础上，国家核安全局制定了《福岛核事故后核电厂改进行动通用要求》，提出了核电厂防洪能力、应急补水、移动电源、乏燃料池监测、氢气监测、应急控制中心、环境辐射监测、外部灾害应对8个方面的改进要求，由核设施单位贯彻实施；制定了《核安全与放射性防治"十二五"规划》，其总体目标为，进一步提高核设施与核技术利用装置的安全水平，明显降低辐射环境安全风险，基本形成事故防御、污染治理、科技创新、应急响应和安全监管能力，保障核安全、环境安全和公众健康，辐射环境质量保持良好。对运行核电机组的具体目标是，运行性能指标保持良好状态，避免发生2级事件，确保不发生3级及以上事件和事故；对新建核电机组的具体目标是，具备较完善的严重事故预防和缓解措施，每堆年发生严重堆芯损坏事件的概率低于十万分之一，发生大量放射性释放事件的概率低于百万分之一。

2012年10月，中国通过《核电安全规划2011～2020》和《核电中长期发展规划2011～2020》，并强调：安全是核电的生命线，必须按照确保环境安全、公众健康和社会和谐的总体要求，把"安全第一"的方针落实到核电规划、建设、运行、退役全过程及所有相关产业；要用最先进的成熟技术，积极开展国际合作，持续开展在役和在建核电机组安全改造，不断提升中国现有核电机组安全性能；全面加强核电安全监管，提高核事故应急管理和响应能力；强化对核电安全的社会舆论监督。

中国政府对"十二五"时期的核电建设作出了总的部署：①稳妥恢复正常建设。合理把握建设节奏，稳步有序推进。②科学布局项目。此时期内只在沿海安排少数经过充分论证的核电项目厂址，不安排内陆核电项目。③提高准入门槛。按照全球最高要求新建核电项目。新建核电机组必须符合三代安全标准。这不仅进一步明确了未来10年核电、核安全的方针和政策，也为中国进一步安全、积极、稳妥地发展核电提供了保证。

参考书目

IAEA Declararion by the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety in Vienna on June, 2011.

国家核安全局等．核电安全规划2011～2020．北京，2011.

hedianchang anquanji dianqi shebei

核电厂安全级电气设备 (safety related electrical equipment for nuclear power plant) 用于反应堆紧急停堆、安全壳隔离、堆芯应急冷却、从安全壳排出热量，以及其他主要用于控制放射性物质向环境排放的电气设备。核电厂安全级电气设备包括电动机、断路器、继电器、电缆、蓄电池、控制盘、配电盘、充电器、控制保护器等。所有这些电气设备，在发生故障时都会影响到核电厂安全，属安全级(也称IE级)设备(见核安全等级)。核电厂安全级

电气设备必须经过严格的质量鉴定，对某些设备的特殊要求，采用设备产品技术条件。

质量鉴定 目的是保证安全级电气设备在规定寿期和使用条件下能无故障地执行其安全功能。质量鉴定可采用型式试验、运行经验或理论分析等方法来完成。这些方法可以单独使用，也可以根据具体情况任意组合使用。对安全级电气设备，除执行设备常规基准试验程序外，还要增加安全功能质量鉴定试验，即设备老化试验（热、机械、辐射等）和电磁兼容性试验，在地震条件下以及失水事故时和事故后环境条件下的质量鉴定试验。在对设备进行试验时，应特别注意必须按照规定的试验程序进行。

安全功能质量鉴定过程为：①确定进行设备鉴定的清单；②选择进行鉴定的典型设备；③制订鉴定方法、程序和验收标准；④按基准试验、老化试验、抗震鉴定试验和事故环境鉴定试验程序进行试验；⑤编写鉴定报告，得出结论。

基准试验 按设备的常规功能试验进行，测定设备的初始功能特性，作为后续鉴定设备评价性能的基准值。

老化试验 包括热老化、振动老化、运行老化和辐照老化，一般采用加速老化的方法进行试验。

地震条件下的质量鉴定 设备的抗震性能可以用分析方法、试验方法或两者结合的方法来鉴定。在进行地震试验以前，设备要经受规定的老化试验。

事故环境条件下的质量鉴定 在模拟设计基准事故时和事故后的环境条件和设备带电状态下，对已完成老化试验的设备进行环境鉴定试验。所采用的环境条件通常包括辐射、温度、压力、蒸汽和化学溶液的喷淋等。

设备产品技术条件 某些安全级电气设备的产品技术有特殊要求。

柴油发电机组 除上述鉴定要求外，还要考核机组在规定条件下的起动、带负荷和卸负荷的能力。发电机要能承受它所连接的厂用电系统中短路和过电压等故障的作用，以及甩负荷后的超速。每台机组的辅助系统应能保证机组在任何条件下，包括地震时和地震后，都能迅速起动和运行。

控制盘 配电盘在同一盘上所装的各冗余线路和设备应满足电气隔离和实体分隔的要求。所采用的设备、材料和布线应是阻燃的，燃烧时不会产生有毒气体。

蓄电池 对安装于累积吸收剂量高于 10^2Gy 的场所的蓄电池，要考虑辐照的影响。

安全壳电气贯穿件 要在额定电压、额定持续电流、短时过负荷或短路电流，以及在正常运行时的热循环、设计基准事件、地震条件下，都不会发生电气故障或导致泄漏率超过规定限值。

hedianchang anquanxing

核电厂安全性

(safety of nuclear power plant) 核电厂正确运行、预防事故或缓解事故后果，从而保护厂区工作人员、公众和环境免遭过量辐射危害的性能。核电厂安全性涉及核电厂安全特性、安全目标、总设计要求、纵深防御原则、核电厂安全记录、核电厂安全风险、核电厂安全水平等内容。

核电厂安全特性 核电厂是利用反应堆内核燃料裂变释放出来的巨大热能发电，核电厂除具有常规电厂的安全特性外，还必须特别关注反应堆的核安全问题。

在反应堆内的核裂变过程中，除了释放巨大的热能之外，还伴随有大量的放射性裂变产物和活化产物生成。核反应堆每1W热功率，在燃耗末期积累的放射性约为 3.7×10^{10}Bq，一个电功率为1000MW的核电厂，反应堆内的放射性可高达 10^{20}Bq。此外，核反应堆释放的巨大能量，以及停堆后持续释出的衰变热，如不能得到有效的冷却，可能导致燃料元件和反应堆冷却剂压力边界的损坏，最终导致放射性物质的外泄。

安全目标 核电厂的主要风险与电离辐射有关，因此核安全的最终目标为：建立并保持对辐射危害的有效防御，以保护厂区工作人员、公众和环境免受危害。（见核安全目标）

总设计要求 根据反应堆安全特性，为保证安全，必须满足下列总的设计要求：①必须提供安全停堆手段，使在运行状态中和事故工况期间、事故工况后的反应堆安全停堆，并保持安全停堆状态；②必须提供排出余热的手段，使停堆后能从堆芯排出余热；③必须提供减少放射性物质释放的可能性的手段，并保证任何释放在运行状态下低于规定限值，在事故工况下低于可接受限值。

纵深防御原则 为达到核安全目标和确保总的设计要求，采用了纵深防御原则。为防止放射性物质的外逸，压水堆核电厂普遍采用了多道实体屏障：燃料元件包壳、反应堆冷却剂压力边界和安全壳。为确保安全与核电厂安全有关的全部活动，包括与组织、设计、运行或人员行为有关的方面，都应根据纵深防御原则，设置多重的防御措施，使得个别或组合的失效或差错都可以得到改正或补救。

核电厂安全记录 在世界核电运行60多年的过程中，共发生过三次严重事故——1979年3月28日的美国三里岛核电厂事故、1986年4月26日的苏联切尔诺贝利核电厂事故和2011年3月11日发生的日本福岛核电厂事故，其中，三里岛核泄漏事故是核能史上第一起反应堆堆芯熔毁事故，此事故造成严重经济损失，在公共安全及健康上则没有不良影响，究其原因在于安全壳发挥了重要作用，凸显了其作为核电厂最后一道安全防线的重要作用。在整个事件中，运行人员的错误操作和机械故障是重要原因。切尔诺贝利核电厂事故是4号机组发生爆炸，核反应堆全部炸毁，大量放射性物质泄漏，是历史上最大最严重的一次事故。该事故是由于设计缺陷和人员违规操作造成的反应堆瞬发超临界事故，对工作人员和公众的健康产生了严重的放射性影响。福岛核电厂事故，是核电发展史上又一次严重事故。该事故是由于9级大地震及继发的巨大海啸，加上核电厂应急处理失当造成长时间全厂断电（SBO）、堆芯失去冷却而导致堆芯熔毁。

对国际上广泛采用的压水堆、沸水堆和重水堆而言，2012年底已积累了超过13 000堆·年的运行经验。

核电厂安全风险 人类所从事的所有活动都有一定的风险，只是风险的可接受程度与减少风险需付出的代价有所不同。核电厂的实践与研究表明：核电厂安全性远远好于其他工业。核电厂在正常运行时，实际向外排放的放射性废气、废液、固体废物是很少的，仅为允许排放限制量的0.01%～50%，甚至更少。由此给周围居民造成的最大辐射剂量大约为本底辐射剂量的1%以下，对居民造成的平均剂量仅约

1×10^{-4}mSv/年。核电厂导致的个人死亡风险大约为 2×10^{-10}，远远小于因车祸、空难、火灾、爆炸、溃坝、有毒气体泄漏所造成的死亡风险，也小于因地震、龙卷风和飓风等自然灾害引起的风险，见图 1 及图 2。

图 1　人因事件引起的死亡概率

核电厂安全水平　三里岛核电厂事故和切尔诺贝利核电厂事故后，各国对核电厂的安全更加重视。国际原子能机构核安全咨询组及各国核安全监管机构对现有在役并将继续运行的水堆核电厂的安全状况作过评估，认为大部分核电厂反应堆堆芯严重损坏的概率低于 10^{-4}/(堆·年)。这符合安全目标，是可以接受的。对于不符合此目标的核电厂则要求限期采取改进措施。

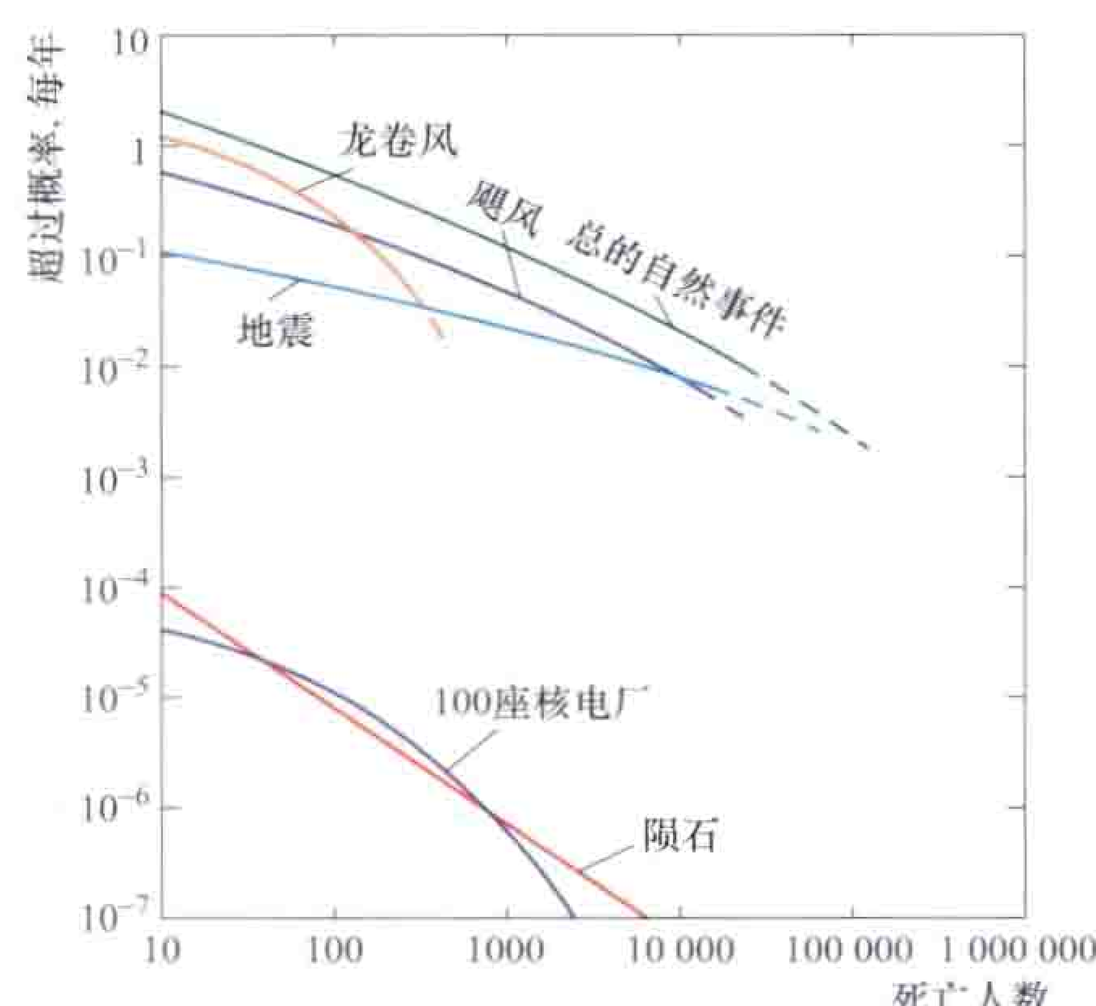


图 2　自然事件引起的死亡概率

美国核管制委员会提出“两个千分之一”原则：对紧邻核电厂的正常个体成员来说，由于反应堆事故所导致的立即死亡风险不应该超过美国社会成员所面对的其他事故所导致的立即死亡风险总和的千分之一；对核电厂邻近区域的人口来说，由于核电厂所导致的癌症死亡风险不超过其他原因所导致癌症死亡风险总和的千分之一。

对在建核电厂，则要求符合国际公认的核安全原则，接受更严格的监督管理并应与环境相容。要求有较完善的严重事故预防和缓解措施，其堆芯损坏概率应低于 10^{-5}/(堆·年)，大规模放射性释放概率应低于 10^{-6}/(堆·年)。

对新一代更加安全和经济的反应堆的研究开发工作也在加紧进行之中。（见核电厂安全及先进轻水堆）

参考书目

IAEA INSAG-5. The Safety of Nuclear Power. Vienna: IAEA, 1992.

USNRC. Perspectives on Reactor Safety NUREG/CR-6042. Washington DC: USNRC, 1994.

hedianchang caozongyuan zhizhao

核电厂操纵员执照　(reactor operator license for nuclear power plant)　见核安全许可证制度。

hedianchang changyongdian xitong

核电厂厂用电系统　(house electrical power system of nuclear power plant)　用于核电厂运行、停闭、检修和事故情况下向所需的用电设备和负荷进行供电的系统。核电厂对厂用电要求很高，通常需要有两路以上的厂外电源，而且彼此应是相互独立和实体分隔的，以尽可能降低同一故障引起两路电源同时断电的概率。当核电厂主发电机经主升压变压器与电网高压输电线连接时，一路电源从主发电机和主升压变压器之间引出，作为本厂的正常厂用电电源。当主发电机停运时，此电源由电网供电。另有一路电网电源供厂用电用，作为正常厂用电源的备用电源。

核电厂厂用电系统按纵深防御原则设计。它由高压（10～6.6kV）和低压交流电源系统、全厂断电电源系统、直流电源系统和交流不间断电源系统组成。采用能动安全系统的核电厂还须设置高压和低压安全（应急）交流电源系统。

高压、低压交流电源系统　由高压和低压厂用母线、高压和低压安全母线组成。核电厂一般设置数段高压厂用母线。正常运行时由主发电机的正常电源供电（见图 1），当正常电源不可用时会自动切换到备用电源。为了确保采用能动安全系统核电厂供电的安全可靠性，还设置至少两段高压和低压安全母线。核电厂专设安全设施以及其他有关安全设施的用电设备都接在此安全母线上。正常运行工况下，安全母线电源由厂用母线供电。当正常电源和备用电源不可用时，由安全（应急）交流电源提供。

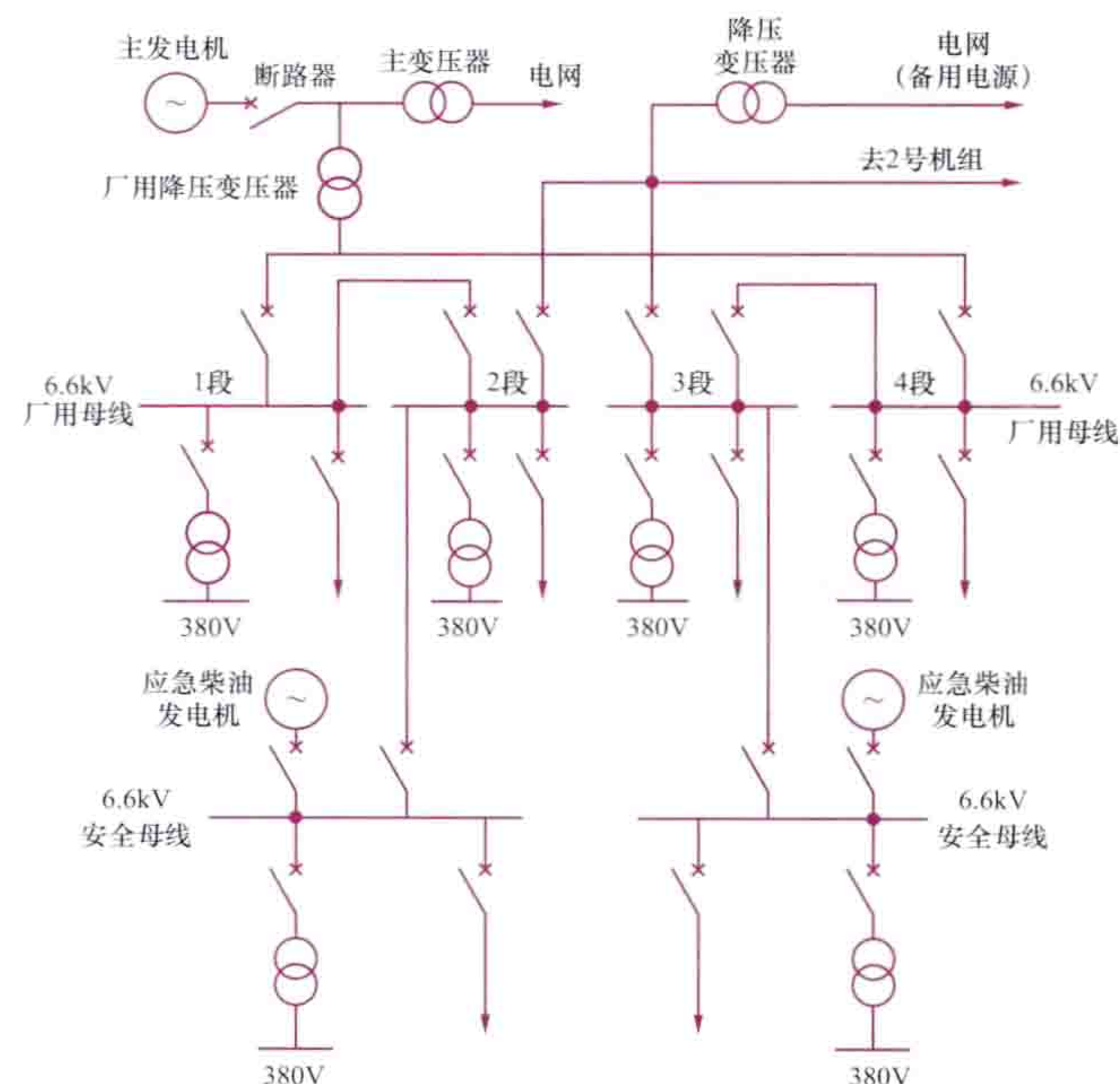


图 1　核电厂厂用电主接线图

安全（应急）交流电源系统　当核电厂失去厂外电源和主发电机电源不可用时，反应堆仍在不断地释放衰变热，所以必须提供安全母线电源，向专设安全设备供电以保持反应堆的冷却。因此，采用能动安全系统的核电厂设置了安全（应急）交流电源系统。它由应急柴油发电机组、安全母线和相应的电气设备组成。在每一段高压安全母线上均连接一台应急柴油发电机组。

设置应急柴油发电机组是保证核电厂安全的重要措施之一，应急柴油发电机组应能保证随时迅速起动，并在很短时间内按照所要求的程序起动有关设备。因此在选择柴油发电机组时，除了能保证迅速起动外，还必须考虑带负荷时的时间顺序要求及其阶跃加载性能，保证在突加或突卸负荷时的瞬变影响下，不使柴油发电机组的电压和频率变化达到不允许的数值。

AP1000先进压水堆核电厂中，由于专设安全设施驱动不需要交流电源，因此，不设置安全母线和应急柴油发电机组。但为了提高高压厂用配电系统可靠性，设置两台备用柴油发电机组。当母线电压低时，自动起动，向高压厂用母线供电。

全厂断电电源系统　用于应付全厂断电，即失去厂外电源、主发电机电源不可用，并且厂内应急电源（或高压备用柴油发电机电源）又不可用情况下，向应急堆芯冷却设备以及必要的仪控系统和主控制室照明设备供电。全厂断电电源系统是非安全级替代交流电源，是一个独立的系统，手动连接到所需供电设备的母线上。［见全厂断电（SBO）柴油发电机组］

直流电源系统　用于向采用直流供电的控制、信号、通信系统，以及为220V交流不间断电源中的DC/AC逆变器供电。直流电源系统由蓄电池组、整流器和配电装置组成。供电电压根据核电厂用电设备要求确定。根据供电负荷的安全重要性，设计成安全级或非安全级的直流供电系统。

交流不间断电源系统　用于对采用交流供电不允许中断的重要安全设备供电（如仪表和控制系统）。交流不间断电源系统由整流器、调压变压器、切换开关、DC/AC逆变器和配电装置组成（见图2）。正常运行工况下，由逆变器提供交流220V电源。在发生失去整流器电源后一段时间内，交流不间断电源由蓄电池组通过DC/AC逆变器供电。当逆变器或其相关的直流电源不可用时，通过切换开关自动切换到由调压变压器提供的备用电源供电。该备用电源在能动安全核电厂中接至380V安全母线上，在AP1000核电厂中接至备用柴油发电机供电的低压厂用母线上。

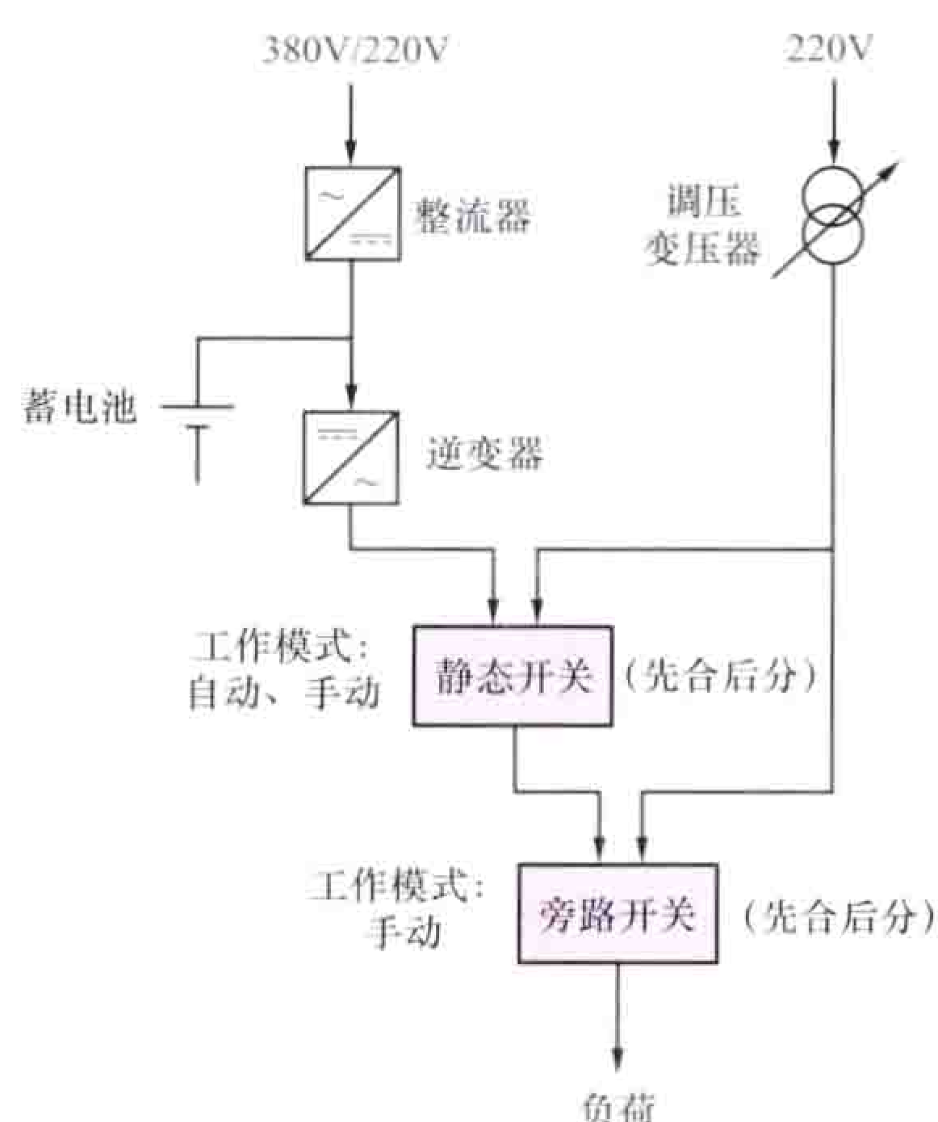


图2　交流不间断电源系统原理

安全（应急）交流电源系统和设备、应急柴油发电机组、直流电源系统和设备，以及交流不间断电源系统和设备都属于核电厂的安全系统和设备（IE级）。其设计要满足单一故障准则，要多重配置、实体分隔，设备要抗震和经过设备质量鉴定，以及考虑防外部事件如洪水的侵害，确保供电的可靠性。

hedianchang changzhi shencha yijianshu

核电厂厂址审查意见书　（reviewing report for siting of nuclear power plant）　见核安全许可证制度。

hedianchang changzhi xuanze

核电厂厂址选择　（siting for nuclear power plant）

为拟建的核电厂选定具有确定边界、受核电厂营运单位有效控制的场地，评定涉及厂址特征的设计基准，直至最后比较优选的过程。核电厂厂址选择首先要从核安全的角度考虑，确保核电厂在其寿期内安全运行并确保公众和环境在正常运行及事故工况下仅受到可能尽量低的放射性引起的辐射影响。此外，非安全性方面的问题（技术、经济、社会和文化）也是影响核电厂厂址选择的重要因素，也可能对核电厂厂址取舍起决定性的作用。影响厂址适宜性的因素主要包括：①安全因素。主要包括地表断裂、地震活动性、地下岩土层的适宜性、区域或邻近区域火山的活动性、洪水泛滥、极端气象现象、人为事件、大气弥散条件、水弥散条件、冷却水的可用性、人口分布特征、应急计划实施的可行性。②环境因素。与土地利用规划、城乡发展规划、工业发展规划、环境功能区划、海洋功能区划的符合性，以及与自然保护区、风景名胜区、历史文物古迹的协调性。③技术因素。电力送出条件、工程水文与气象条件、地形条件及交通运输，尤其是大件运输条件。④经济性因素。拆迁工程量、土石方工程量、取排水工程量、大件运输设施投入等。

核电厂厂址选择工作应由申请建设核电厂的单位组织，并委托具有法人资格和具有相应工程经验的设计院完成。设计院负责全面技术工作，提出全部技术文件并承担全部技术责任。选址任务书是选厂工作第一份原则性文件，应有现实性和充分的预见性。厂址选择工作的范围应由大到小、工作深度由浅入深，经多次筛选、优化直到选定适宜厂址，呈逐步逼近过程。厂址选择工作中应遵循国家已颁发的一系列法规，如《环境保护法》《核安全法规》（HAF系列）等。厂址选择工作通常要经过厂址普选、厂址条件确定、厂址查勘、厂址评价，提交厂址选择报告和厂址审批几个步骤。

厂址普选　对于新选核电厂厂址，为了合理布局核电厂，优化利用资源和尽可能降低对环境的影响而开展的工作。核电厂厂址普选与常规项目的投资机会研究有很大区别，在该阶段并不十分关注地方投资相关政策环境、市场状况、投资机会与投资主体自身的适应性，以及投资回报等问题（相关问题在核电工程项目策划时做考虑），而是在选定的目标区域内（足够大的一个行政区、一个供电区，或者由地理特点限定的地区）根据核电项目建设对厂址的要求开展针对性地分析，最终目的是筛选出可能适宜建设核电项目的厂址。

厂址普选的主要工作任务是在目标区域内，通过室内分析，排除不适宜建设核电厂的区域；通过室内选点和现场踏勘，排除存在已知颠覆性因素或经济性极差的厂址；对初步判断可能的厂址，进行厂址特征评价及建厂条件分析；通过可能厂址条件的比较，筛选推荐出条件相对较好的厂址；结合厂址排序并综合考虑厂址特殊因素，合理推荐出两个或两个以上可以开展初步可行性研究工作的候选厂址。同时对推荐的候选厂址存在的主要问题予以说明，对后续阶段工作重点和工作方向提出建议。

厂址条件确定　包括技术可行性、安全性和经济性等基本条件。

与技术可行性有关的基本条件主要有：①厂址在电网布

局中的合理性；②具有可靠的可供核电厂有效排热的冷却水源；③具有满足特殊运输（重大设备部件运输和乏燃料运输）的条件；④满足工农业布局（包括与邻近工矿企业和城镇的关系）的合理要求；⑤具有足够的用于建设的可用地面积（包括施工场地）。

与安全性有关的基本条件主要有：①不存在影响核电厂安全并且又无有效工程措施可以解决的特征或因素，包括地表断裂影响，溶洞或采空区（包括蕴藏易溶盐类如食盐、石膏等矿产的地区），地基液化及严重沉降，影响厂址安全的其他特征（如火山活动，斜坡不稳定性，在地下大量抽、注液体），以及影响厂址安全的可能的严重人为事件（如飞机坠毁、化学品爆炸和着火）等；②由厂址特征（人口分布、地震、水文、气象等）导致的事故潜在后果在可接受的限值内；③可实施核事故应急计划。

与经济性有关的基本条件主要有：①与场地平整有关的土、石方量，开挖周期及开挖投资的可接受性；②取、输水及排水构筑物的工程量小，施工周期短，投资相对少；③新、改建交通运输设施的工程量小，施工周期短，投资相对少；④占地（特别是占用良田）、移民（特别是搬迁集中居民点和工矿企业）的数量和费用相对少；⑤由厂址特征引起的附加工程（如地基处理、防排洪措施、不稳定斜坡处理、抗震和抗外部人为事件等）的费用相对少；⑥由厂址特征引起的附加运行费用（如供电及输配电工程、线路损耗、取排水运行费、防排洪设施维修费、交通运输设施的维修管理和运行费等）相对少；⑦由厂址特征引起的三废和乏燃料处置费用相对少；⑧建立核事故应急设施的工程费用和常备费用相对少；⑨与厂址特征有关的总投资和总运行维修费用相对少。“相对少”的含义是针对几个可供选择的在技术上可行、在安全上可接受的厂址同其他厂址相比较而言。

厂址查勘　在初步可行性研究阶段，根据厂址普选的结果，在考虑安全性及非安全性方面的各种问题之后，确定一个或若干个优先候选厂址。工作内容涉及大区域的研究与调查，一般从所考虑的区域开始，通过区域分析以查明可能厂址、筛选可能厂址以选择候选厂址和筛选、比较候选厂址三个步骤来完成，如图1所示。

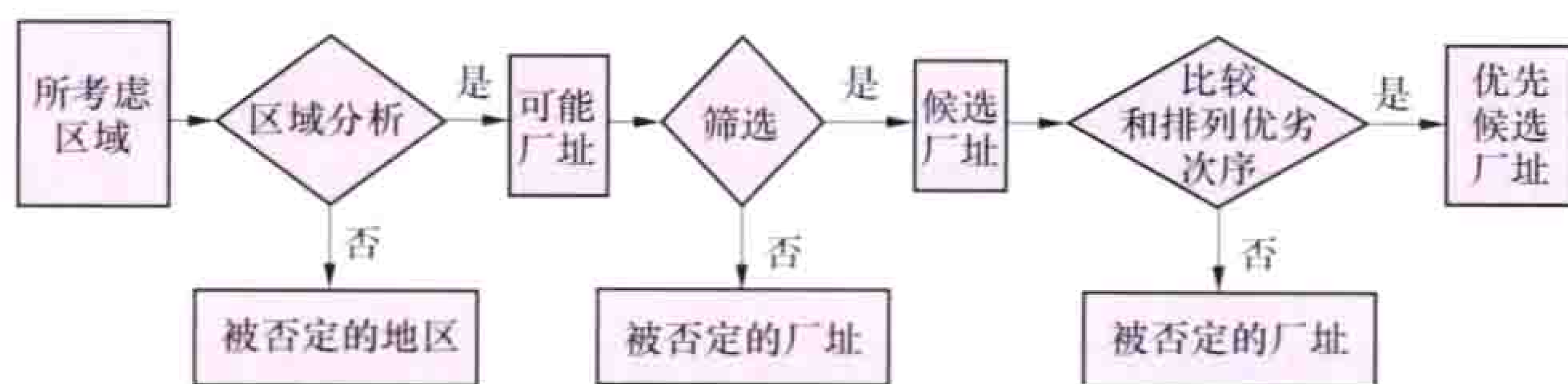


图1　厂址查勘程序

（1）进行区域分析以查明可能厂址。在区域分析中由于通常所考虑的范围很大，可以采用某些厂址特征的现有资料来筛选掉所考虑区域中的大部分地区。厂址特征的选择取决于它是否与该区域关系密切，能否使用简单否定准则，以及所需要的资料是否现成，如人口密度、地表断裂、火山活动、区域地震、冷却水供应、电力负荷及输配电等。区域分析的结果是在未被否定的地区内确定方圆数平方公里的厂址作为可能厂址，这些厂址的面积比核电厂所占用的面积稍大，以便在选址过程的后续阶段中能很容易地在其中划定确切的核电厂位置。

（2）筛选可能厂址以选择候选厂址。在第一步工作的基础上，采用在区域分析中尚未考虑的另外一些厂址特征，以及对那些已考虑的特征用较精确的准则对可能厂址进行筛选。

（3）筛选、比较候选厂址。搜集有关候选厂址特征的更详尽资料，进行一次核对，以保证不致忽视与区域相关的有关安全的厂址特征；还应根据已搜集到的有关这些厂址的更详细资料，确认就前一步骤中所考虑的厂址特征而言，其可接受性仍然有效，在此基础上将候选厂址排列出优劣次序，建议优选厂址并写入初步可行性研究报告。

厂址评价　目的是通过对一个或若干个优先候选厂址进行深入详细的调查研究，以确定技术、安全和经济上的适宜厂址，作为上报国家基本建设项目主管部门决策的推荐厂址。厂址评价时，要确定与推荐厂址特征有关的每一个外部事件的设计基准、风险概率，还应考虑多种外部事件的合理组合和频率标准，以及由厂址特征引起的附加工程量、施工周期、工程投资及运行费用等。对在厂址评价阶段所涉及的外部事件及可能发生的次生灾害的评价，按图2所示的程序进行，所涉及的核电厂对环境的放射性影响评价（见环境影响报告书）。厂址评价中应该充分考虑外部事件的叠加或次生事件，如地震造成的泥石流、山体滑坡引发的洪水、交通阻断等对核电厂安全、应急措施的影响。同时，外部事件对厂址的影响在核电厂建成运行后也需要定期复核，以确保核电厂安全。

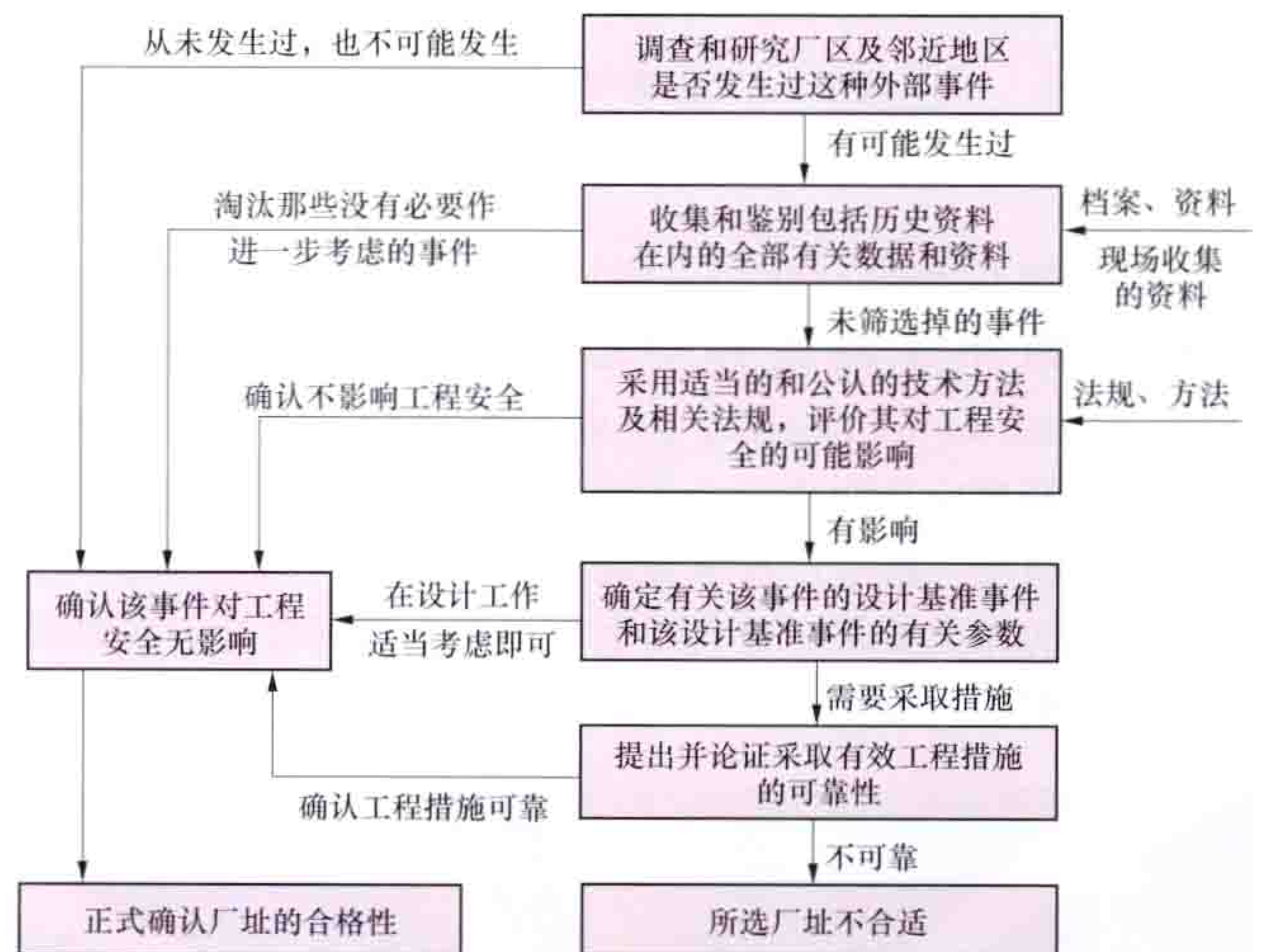
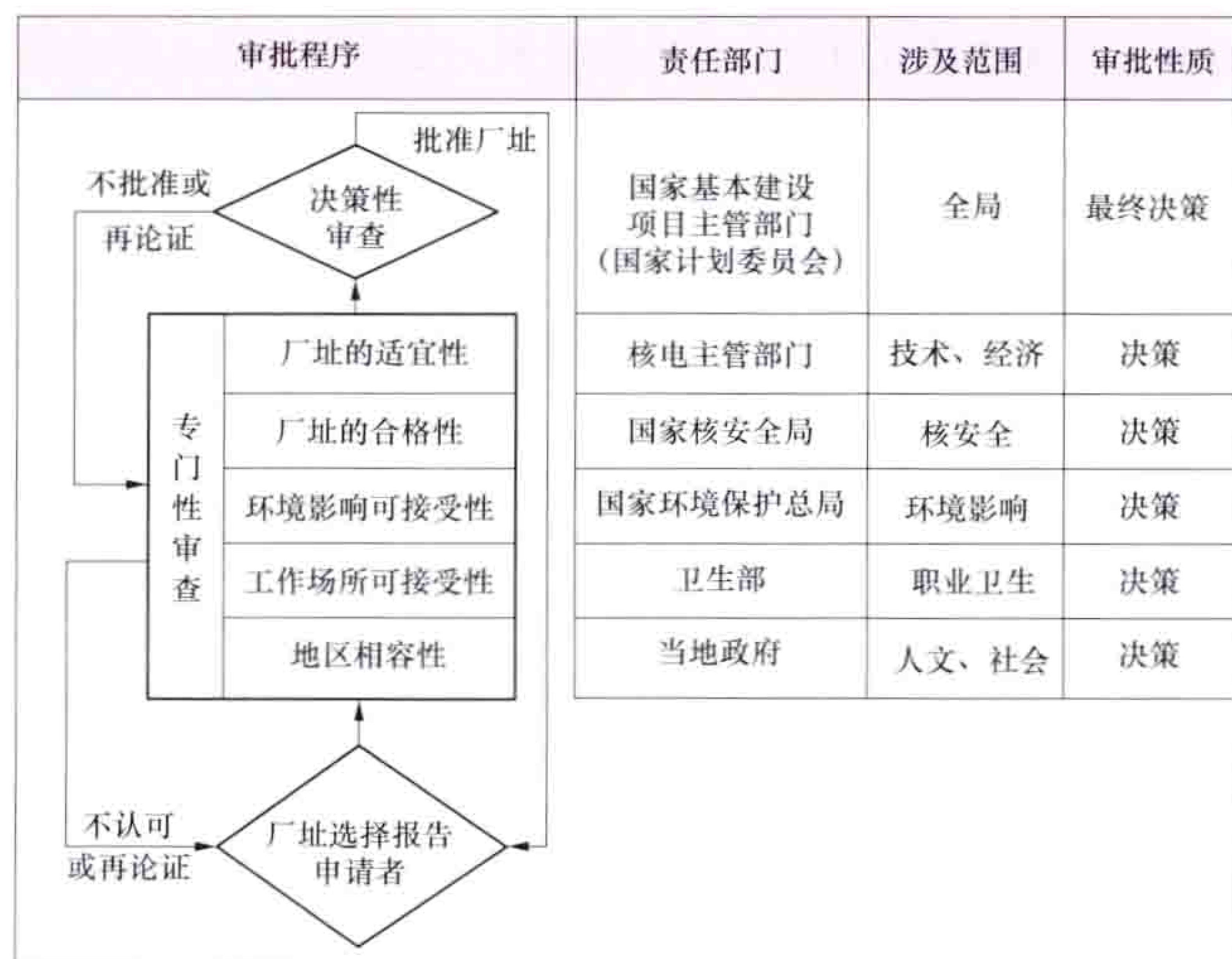


图2　评价外部事件对核电厂安全影响的程序

提交厂址选择报告　厂址选择报告是对所选厂址的技术、安全和经济的综合论证报告，是厂址选择工作的主要成果，也是国家基本建设项目主管部门批准厂址的基本依据，经审查批准之后即作为设计依据。厂址选择报告的基本内容包括：任务依据、责任者（承担单位、参加人员）及工作概况，所遵循的法规、标准，厂址概貌和特征，主要技术、经济评价，安全评价，环境影响评价，当地政府意见，存在问题及处置对策，结论及需补充进行的工作。此外，还应包括厂址地理位置图，总平面布置图，各项协议文件，各项勘察、试验和观测的专题报告及其他支持性文件。

厂址审批　所选厂址获得国家基本建设项目主管部门批准所必须进行的审查及最终确定厂址的工作过程。如图3所

示，厂址审批包括专题审批和决策审批。专题审批是由各个与核电厂建设有关的国家专管部门进行的技术经济、核安全、环境影响、职业卫生和人文社会方面的专门审查，这种审查包括必要的计算复核工作，是全面系统的审查，各专管部门根据审查结果分别提出相应的审批报告作为决策审批的依据。决策审批是由国家基本建设项目主管部门从全局出发所进行的最终审查和批准。当所选厂址获得批准后，厂址选择即告完成。受外部形势变化的影响，工程初步可行性研究阶段的备选厂址也可能替代优先候选厂址成为工程可行性研究的对象。



审批程序	责任部门	涉及范围	审批性质
决策性审查	国家基本建设项目主管部门（国家计划委员会）	全局	最终决策
厂址的适宜性	核电主管部门	技术、经济	决策
厂址的合格性	国家核安全局	核安全	决策
环境影响可接受性	国家环境保护总局	环境影响	决策
工作场所可接受性	卫生部	职业卫生	决策
地区相容性	当地政府	人文、社会	决策

图 3　厂址审批工作程序

hedianchang changwai yingji zhihui zhongxin

核电厂场外应急指挥中心　（off-site nuclear emergency center of nuclear power plant）　核电厂场外应急组织开展应急响应行动的指挥场所，是重要的核应急设施之一。根据《核电厂核事故应急管理条例》和《国家核应急预案》的相关要求，建设核电厂的省份应同步建设场外核应急指挥中心（见图）。



核应急指挥中心（骆志平　提供）

核电厂场外应急指挥中心通常设在省（自治区、直辖市）人民政府所在地，也可建在核电厂所在地区的市、县。根据本地实际情况，有条件的省份可在建立核电厂场外应急指挥中心的同时设置前沿指挥所。前沿指挥所应位于更接近核电厂厂址，但又不太可能受核事故影响的安全地方。核电厂场外应急指挥中心和前沿指挥所的建设可与当地防灾、救灾指挥设施兼容。

核电厂场外应急指挥中心的功能有：提供足够的场所和设施，满足核应急指挥部指挥、协调整个场外核应急响应行动的需要；确保与核设施营运单位和各级应急组织的通信畅通，保持场内外核应急响应行动的协调联动；迅速获取和提供应急行动所需各种数据和资料，为科学决策提供依据；提供必要条件，保障专家咨询活动的有效进行。根据实际需要，核电厂场外应急指挥中心应配备一定数量的核应急专用装备。随着中国应急工作的不断深化，按照"预防为主、大力协同、积极兼容"的核应急工作方针，省级核应急组织正在逐步实施一体化核应急能力建设，将评价中心、公众信息中心等其他场外核应急设施纳入到核电厂场外指挥中心统筹建设。

核电厂场外核应急指挥中心一般包括：应急指挥大厅、各专业组应急响应室、专家室、应急值班室、新闻发布厅、信息查询和资料室、核应急物资装备储存室等主功能区，以及机房、控制室、不间断电源室、柴油发电机房等辅助功能区和必要的生活保障区。

为满足核应急业务需求，核电厂场外应急指挥中心需要配备相应的软硬件平台。软件平台是核应急响应及指挥决策的核心技术支持手段。软件平台可包括预警监测、核事故后果评价、核应急资源管理、核设施基本信息、核应急地理信息、核应急信息交换等主要系统。硬件平台主要由计算机网络、通信、多媒体会议三大主系统和相关配套系统及设备组成。

中国核应急管理体制和法规标准体系正在逐步完善，核电厂场外应急指挥中心建设也将会更加规范。

参考书目

施仲齐．核或辐射应急的准备与响应．北京：原子能出版社，2010．

hedianchang dingqi shiyan

核电厂定期试验　（periodic tests of nuclear power plant）　对核电厂设备或系统进行周期性的品质鉴定或性能检查，以验证其可运行状态。

核电厂营运单位要制定定期试验大纲，规定设备或系统的试验范围、试验周期、试验要求等。定期试验规程包括试验目的、试验条件、潜在风险和安全措施、试验步骤、试验结果评价等内容。

在定期试验中如发现系统和设备品质与性能缺陷，要及时处理，否则要按运行技术规格书实施核电厂后撤。如作为应急电源的柴油发电机，要定期进行起动和带负荷试验，以确认其在任何时刻发生失去全部厂外电源时，能立即起动并按程序进行带载运行。

hedianchang fanghuo

核电厂防火　（fire protection of nuclear power plant）　核电厂内装有数量众多的机械设备和电气系统（交直流电源及仪控监测网络），其中数量巨大的电缆和机械传动设备的润滑油都属易燃易爆的物料，尤其是作为核电厂应急交流供电系统的应急柴油发电机组配置有大容量的燃油储槽，一旦遇明火引起火灾，除对核电厂安全构成威胁外，还可能

导致放射性物质逸出至外部环境，使核电厂周围公众遭受危害。因此，核电厂必须采取相应的防火技术和管理措施，确保核电厂在设计、建造、运行直到退役阶段的防火安全。

核电厂防火性能准则　核电厂防火须满足核安全法规HAF102-2004 5.2.4.1“火灾和爆炸”的基本安全要求，具体体现为下列四个防火性能准则。

(1) 核安全性能准则。发生火灾后，核电厂的防火及消防设施应能确保核电厂不会造成不可收拾的地步，确保机组安全功能，达到：反应性可控（安全停堆）、一回路压力边界可控、堆芯和乏燃料衰变余热的导出；仪控监测核电厂状态功能的实施。

(2) 控制放射性物质释放性能准则。扑救火灾可能导致烟尘/水夹带放射性物质外泄到核电厂周边环境的后果，应合理可行尽量低。

(3) 人身安全准则。在核电厂所有工况（包括事故工况）下，一旦发生火灾，应确保核电厂工作人员的人身安全，提供应急照明、通信、正压式空气呼吸面罩及其他急救措施，厂房内提供安全撤离通道。

(4) 电厂经济损失（直接和间接）控制准则。最大可能损失不得超过营运者可接受的程度。

防火安全贯彻“纵深防御”层层设防的对策　防火安全体现纵深防御原则，建立多层次的防御层。

(1) 第一防御层。尽量选用不燃或难燃材料，将火灾载荷保持在合理可行尽量低的范围内；建立健全消防安全管理制度和消防事故管理规程。尽可能降低火灾事件发生的概率。

(2) 第二防御层。核岛厂房布置符合实体隔离准则，通过防火分区，建立安全防火区和安全防火小区，确保防火屏障完整性，达到包容火灾，避免火灾蔓延导致冗余设置的安全重要系统共模失效。

(3) 第三防御层。核电厂配置早期探测火灾系统和具备快速有效扑救火灾的能力（消防泵、消防水源、抗震消防系统和设备）。

火灾探测和灭火　火灾自动报警系统由火灾探测器、感应监控回路和火灾报警控制器组成。每个机组的集中火警控制盘与主控制室相邻，各层及主要防火区入口设有就地模拟盘。安全壳内主冷却剂循环泵和核辅助厂房上充泵的设备间内设置有闭路电视监控系统，作为确认火警的辅助手段。

通过固定灭火系统和可移动灭火系统的组合以实现火灾控制。固定灭火系统分为自动灭火系统（包括水基灭火系统、气体灭火系统和化学干粉灭火系统等）和消火栓系统两种。自动灭火系统一般设在高火灾载荷或人员难以接近的场所。在电缆密集可能产生深部燃烧需要冷却的场所一般优先使用水基灭火系统。气体灭火系统常用二氧化碳和七氟丙烷作为喷放介质，设置在有控制柜和其他易受水损坏的电气设备场所，全淹没气体灭火系统不宜用于工作人员长期居留处。化学干粉灭火系统主要用于扑救某些电气设备的火灾。在楼层出入口、防火区和人员疏散通道配备足够数量的灭火器材以快速扑救初期火灾。建立义务消防队和核电厂专职消防队，配置足够的消防装备，并与地方公安消防机构保持密切联系，建立消防应急外援协调机制。

防火安全设计验证　除按法规标准完成防火设计，核电厂还需通过安全分析报告、火灾危害性分析报告和防火薄弱环节分析报告等对核电厂的防火安全作出设计验证。

火灾危害性分析是对核岛各厂房包括安全壳、核辅助厂房、乏燃料厂房、电气厂房和应急柴油发电机房的防火设计作出安全验证文件，核安全导则要求核电厂在首次装料前需向核安全监管机构提交火灾危害性分析报告，核安全局备查。

防火薄弱环节分析是对可能影响机组执行安全功能存在的电气或机械共模点进行鉴别，必要时采取附加的非能动实体防火保护设施（耐火屏或箱体），从而降低因火灾事件导致共模故障发生的概率，进一步提升核电厂防火安全水平。

hedianchang fangzhenji

核电厂仿真机　(nuclear power plant simulators)

利用计算机仿真技术对核电厂的正常运行过程和事故运行过程进行模拟的专用设备。核电厂仿真机通过数学模型对核电厂各种工艺过程进行描述，并根据核电厂的运行工况和系统状态对数学模型进行组合，按照一定的初始条件和边界条件用计算机进行演算，以数学的方式反映核电厂各工艺过程有关参数的变化过程。上述参数经过计算机数据通信及输入/输出接口与模拟主控制室仪表盘上相应的仪表、信号、操纵器以及屏幕显示器（数字化核电厂一般还包括后备盘设备及大屏幕设备）相连接，可以再现核电厂运行和操作过程。

根据所使用的计算机的类型，可以将核电厂仿真机分为模拟仿真机和数字仿真机。模拟仿真机只是在早期用在对核电厂的简化模拟上。随着计算机技术的飞速发展，现今核电厂仿真机都采用数字仿真机。

类型　核电厂仿真机就其用途可分为两类：①用于核电厂操纵员训练的培训仿真机（通常称为模拟机）；②用于核电厂分析和设计验证确认的核电厂工程分析仿真机。培训仿真机，也称全尺寸（全范围）仿真机，它具有一个复制实际核电厂的控制室系统（包括主控制室、辅助控制点等相关系统和设备），并通过数学模型在计算机上模拟与主控制室操作运行和事故处理有关的所有核电厂工艺系统，以再现核电厂在主控制室反映的全部工艺过程。核电厂工程分析仿真机，用以对核电厂的各种事故状态进行分析和对策研究，并对核电厂相关设计（包括人机界面设计和主控制室总体设计等）进行验证和确认工作。简化的核电厂工程分析仿真机还可作为核电厂控制系统的调试工具；对于采用全数字化技术的核电厂来说，用核电厂工程分析仿真机来考核数字化控制系统软硬件系统的可靠性和正确性，以及设计优化显得尤其重要。

操纵员培训仿真机　其主要功能有：①高级操纵员及安全工程师的培训考核；②核电厂操作运行程序的验证和开发；③核电厂各种瞬变工况的研究和事故后果的分析，为制定防止事故扩大的措施提供依据。培训仿真机应准确地、实时地模拟真实核电厂的运行特性和操作特性，包括冷停堆，热停堆，起堆到临界，反应堆冷却剂升温、升压，汽轮发电机组冲转、升速、并网，功率提升到满功率，以及正常停堆、紧急停堆等过程。同时还要求模拟实际运行中可能出现的各种异常工况和事故工况，包括重要设备故障所引起的异

常或事故。培训仿真机标准规范书上就列出了200项以上的故障工况，具体数量要根据实际核电厂具体情况确定。国际通用的美国国家标准ANSI/3.5—2009中，对培训仿真机的性能、模拟范围、培训能力，及其完善程度和仿真精确度都做了具体规定。

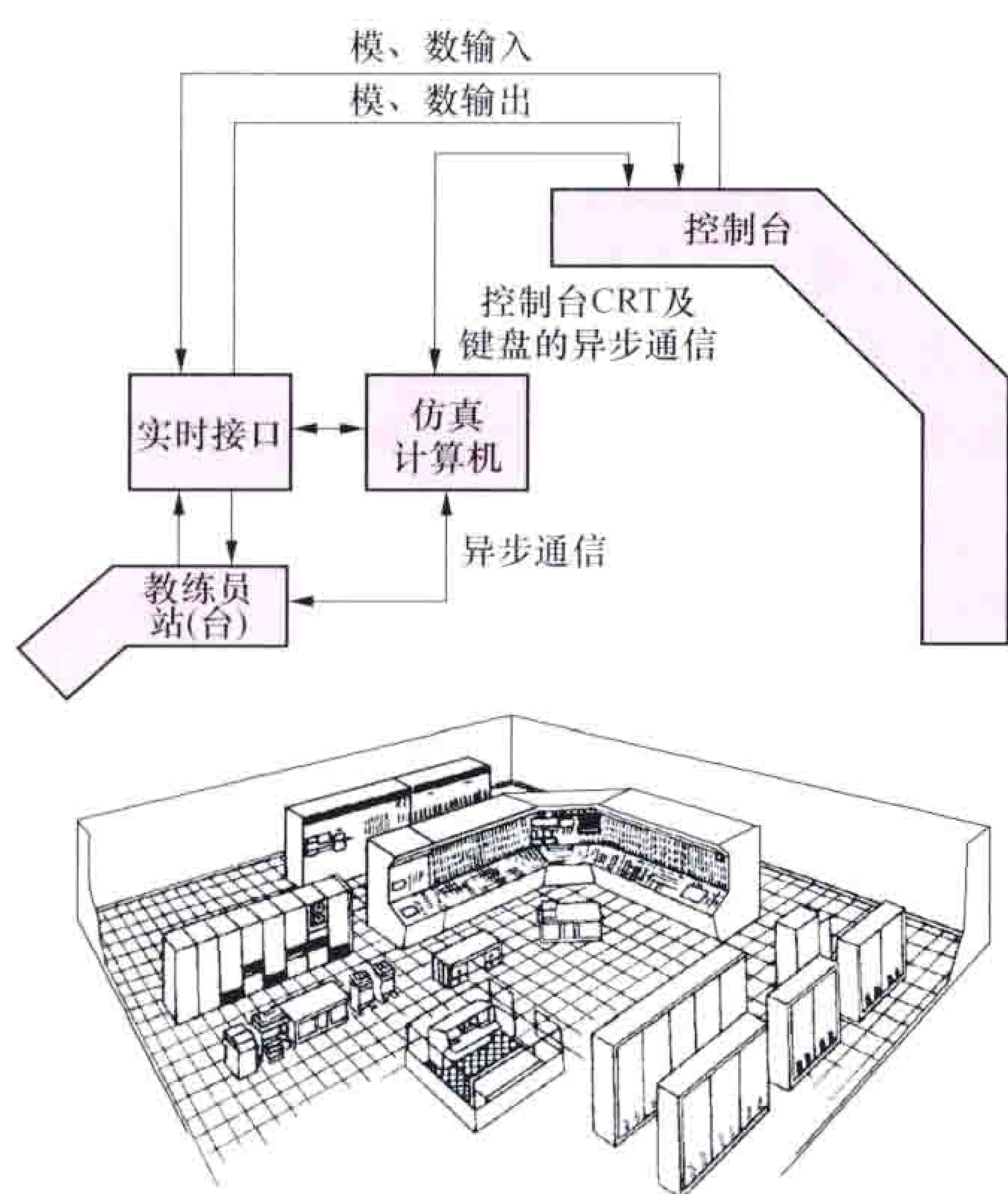


图1　培训仿真机硬件系统

培训仿真机一般由仿真计算机系统、控制室、教练员站（台）和实时接口四部分组成。图1所示为培训仿真机硬件系统，图2所示为核电厂培训仿真机示意。对于全数字化的主控制室，图1中的控制台还包括了计算机化的工作站和采用常规技术的后备盘台。仿真计算机通常采用服务器，可以采用多机和单机两种方式，计算机也可以采用多中央处理单元（CPU）的系统，取决于计算机的运算速度和仿真软件的规模。

计算机系统是核电厂仿真机的核心部分，核电厂反应堆，以及各工艺系统的物理过程和特性的模拟是通过它来实现数学仿真的。核电厂数字化控制系统中逻辑控制系统及电气系统也可以由计算机系统来模拟，对于数字化控制系统，还可以选用实物仿真、虚拟仿真方式。

控制室包括计算机化工作台和常规盘台，要完全复制真实核电厂的主控制室，使受训人员获得真实感。

教练员站（台）是教练员的工作台，它是一个单独设置的隔间，可以统观控制室的全貌，但又不干扰操纵员的操作培训。教练员站（台）用来设置仿真计算机的各种初始工况，引入核电厂各种可能发生的故障。培训仿真机通常可模拟20余种初始工况，包括不同的运行工况、功率水平、燃耗周期、中毒状态等，并可设置数百种故障，可以是单发性故障、多发性故障或继发性故障。在教练员站（台）上还可对仿真过程实施冻结、恢复、回溯、快照等操作，以便使受训人员理解操作过程的特征。教练员站（台）还设有遥控便携式操作器，以便教练员就地指导学员操作。此外，教练员站（台）还能对核电厂仿真机自身进行诊断，确定故障部位。

实时接口完成控制室和仿真计算机之间的信息转换和传递，用以连接控制室的数字化显示设备（显示屏幕）和常规操作显示装置。

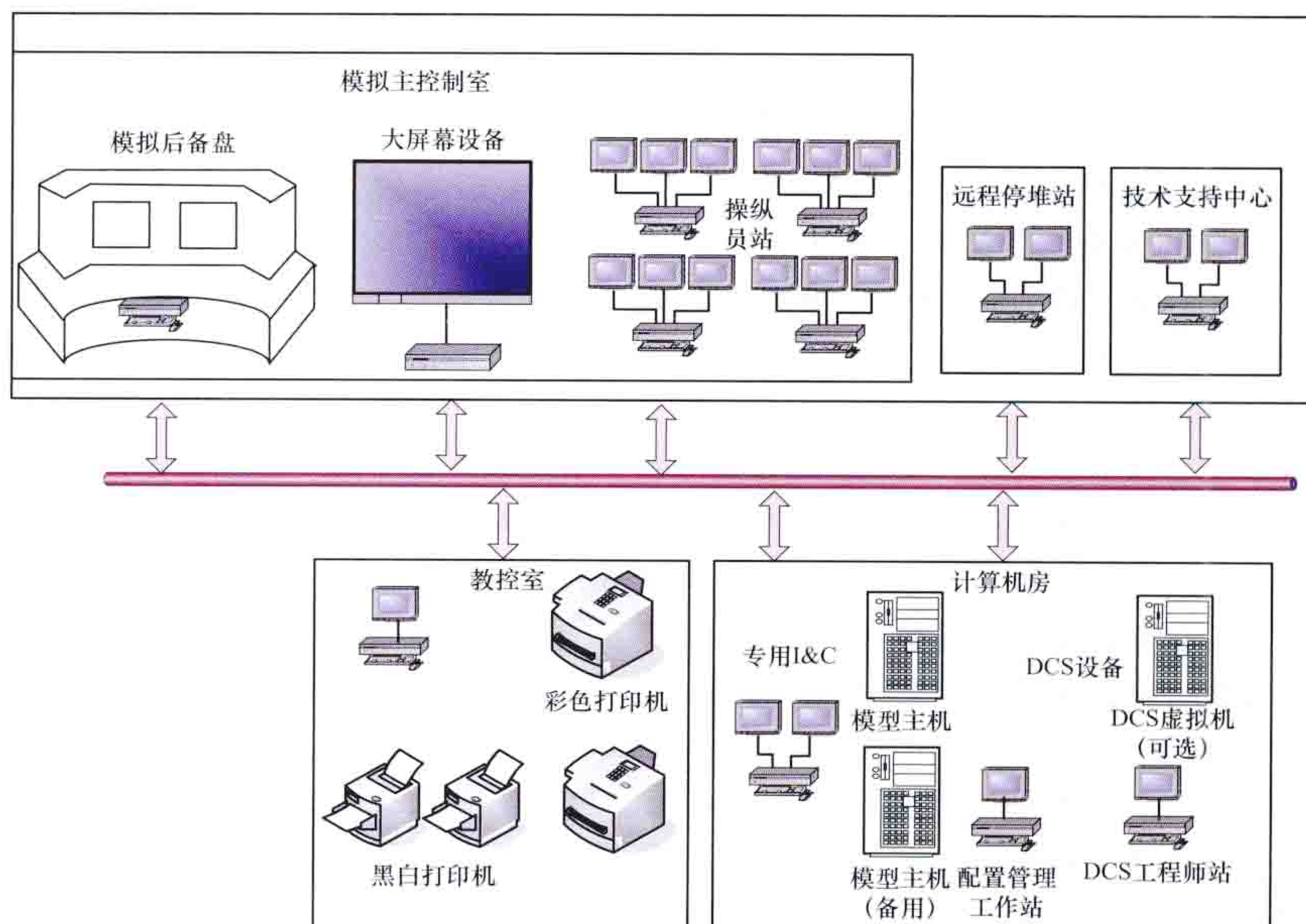


图2　核电厂培训仿真机示意

核电厂工程分析仿真机　与培训仿真机相比，核电厂工程分析仿真机具有更精确的数学模型，它们不仅能描述核电厂的正常运行工况（一类工况）和预期运行瞬态（二类工况），而且能描述比较严重、比较罕见的三、四类事故工况，以便在这类极端的事故工况下，对核电厂的物理过程进行分析和研究。核电厂工程分析仿真机的软件模块可灵活地进行调整和组合，以适应不同核电厂及不同工况的仿真。核电厂工程分析仿真机不需要驱动复制的主控制室，一般只设置小规模的模拟屏和操作盘台，接口也大为减少；不需要专门的教练员站（台），直接通过计算机终端进行操作；通常还配备部分计算机工作站进行必要的数据显示、分析、记录功能以及用于跟踪模拟机生命周期内的开发应用等的配置管理系统。分析用的核电厂工程分析仿真机对实时响应的要求没有培训仿真机的高，为此可充分利用计算机的资源来提高精度。

数学模型　核电厂数学模型的精确度在很大程度上决定了仿真机的精确度，同时也确定了对仿真计算机硬件的运算速度和存储容量的要求。核电厂仿真机的数学模型主要有堆芯模型、主回路及流体系统模型、安全壳模型等。数学模型中包含有工质的质量、动量和能量守恒方程、状态方程、特性参数、传热学及流体力学的经验关系式等。

堆芯模型　堆芯的物理模型和热工模型。堆芯物理模型本身又分为中子动力学模型和毒物模型。由于控制棒的操作，堆外和堆芯中子注量率测量、堆芯热电偶系统的测量，以及堆内偏离泡核沸腾比（DNBR）等都涉及堆芯的空间特性，因此堆芯模型主要解决如何反映堆芯的空间特性问题。早期的仿真机通过经验公式和典型曲线来反映空间特性。随着计算机运算速度和存储容量的提高，堆芯模型越来越细化，已将每一个燃料组件作为一个模块，并沿轴向分成若干段，通过计算机的高速运算，相当精确地反映了堆芯的空间特性，建立起真正的堆芯三维模型。同时现在的核电厂安全标准均要求考虑严重事故预防和缓解，新建核电厂的培训模拟机和工程仿真机的研制中已经加上了这方面的研究内容。

主回路及流体系统模型　早期的仿真只考虑堆内单相流，如果要模拟三、四类事故工况，就有必要考虑堆内两相流及相变的问题。具体做法是，采用有限元法将整个回路分成若干个网格，每个网格相当于一个控制容积；对每个控制容积可列出三组平衡方程，即质量守恒、能量守恒和动量守恒；同时考虑到汽-液的不同流速、分离，以及交界面的传热，从而对失水或其他有沸腾现象的事故进行仿真。网格分割的密度应该考虑计算精确度和计算工作量之间的平衡。

安全壳模型　用容积分割的方法，模拟安全壳在失水事故、主蒸汽管破裂，以致堆芯熔化情况下，安全壳内温度、压力以及爆炸性气体——氢和放射性物质的积聚情况。

软件系统　整个软件系统由实时执行控制程序、培训支持程序和核电厂系统仿真程序三种软件组成。图3所示为仿真机软件系统结构。实时执行控制程序对整个仿真系统进行调度和控制。在每个CPU时间片内，按预先规定的各程序模块调用表依次调用各模块，并分配到相应CPU中进行运算，过程快的模块一个时间片内进行若干次运算，过程慢的模块甚至若干个时间片调用一次，以达到运算的精度，并实现整个系统的实时运行。在相应的时间片上，通过实时接口与主控室的各种信号进行交互传递。培训支持程序支持教练员站（台）的各项功能，包括人机对话、初始化、返回、冻结、重放等，以及日常的检查功能。核电厂系统仿真程序模拟核电厂各系统的工艺过程，是整个仿真软件的核心。

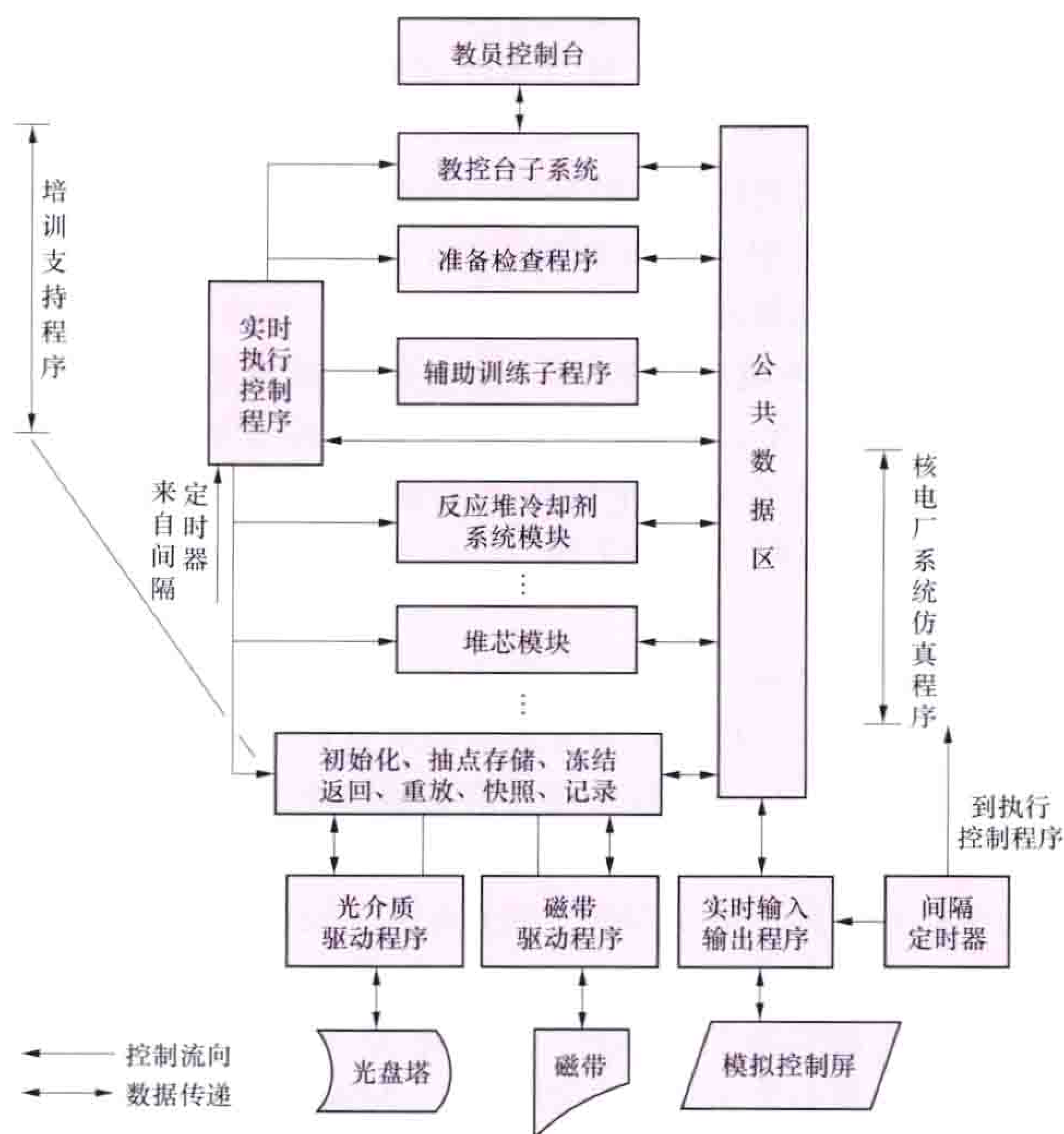


图3　仿真机软件系统结构

hedianchang fushe fenqu

核电厂辐射分区

（radiation zoning of nuclear power plant）　控制工作人员受照射和防止污染扩散的一种辐射防护技术。

核电厂工作场所分区　可划分为非辐射工作场所和辐射工作场所。

非辐射工作场所　也称为非限制工作区，该区域内的工作人员进出不受辐射防护管理限制，受照不再属于职业照射的范围，一般不需要进行辐射监测。

辐射工作场所　为便于辐射防护管理和职业照射控制，根据GB 18871—2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》的相关要求，核电厂的辐射工作场所划分为控制区和监督区。控制区是指核电厂厂区内需要采取专门的防护措施或需要做出安全规定的区域，划分的目的是为便于在核电厂运行状态下控制正常照射或防止污染扩散和防止在事故工况下的潜在照射或限制其程度。监督区是指控制区外围不需要采取专门防护手段和安全措施，但要定期进行辐射监测的适当区域。

辐射分区准则　核电厂厂内辐射分区为厂内的总体布置、通风系统设计和屏蔽设计提供依据，防止放射性污染扩散，便于辐射防护管理和职业照射控制，使工作人员的受照剂量在运行状态下达到可合理达到的尽量低的水平，在事故工况下低于可接受的值。

中国依据GB 18871—2002中关于防护与安全的最优化要求，核安全审管部门确定的核电厂辐射防护控制区内工作人员个人年剂量约束值为15mSv，年集体剂量设计目标不超过1人·Sv/（堆·年）（单一年份的上限值），同时要求厂区的布置必须把辐射工作人员在一年预期工作期间内所接受的剂量可能超过5mSv的场所设定为控制区；必须把辐射工作人员在一年预期工作期间内所接受的剂量不超过5mSv，但超过1mSv的场所设定为监督区；对于其他工作人员在一年预期工作期间内所接受的剂量不超过1mSv的场所设定为非限制区。核电厂应对控制区域的每个卫生出入口进行控制，并监测离开控制区的人员和设备。

通常核电厂内的控制区由于范围较大，还应根据预期的辐射水平和放射性污染水平将控制区再细分为若干子区，包括在运行期间不太可能进入的子区。各子区应设定相应的居留特性要求，子区中的辐射或污染水平越高，对该子区进出控制的要求越高，以方便管理，如常规工作区、间断工作区、限定工作区、高辐射区、特高辐射区和超高辐射区等。

此外，核电厂辐射分区还应考虑在运行或者计划检修期间，可能需要对某些区域进行临时的或者永久的重新划分。因此，应特别注意出入路线的规划。在重新划分的情况下，应对整个分区和控制区进行重新评价。

作为核电厂辐射分区的重要组成部分，设计中应首先确定在事故工况下为辨明机组状态，控制反应堆和缓解事故后果而必须通行、操作和居留的通道和场所为紧要区。然后，要根据设备及管线中流体最高活度、厂房区域内空气中可能的放射性浓度和厂外污染空气的分析，设计必需的通风过滤设施、附加屏蔽和通行路线来保证紧要区的可接近性和可居留性。对于可能由于操作意外或事故工况造成的潜在特高或超高辐射区，在设计阶段也应加以考虑，特别是事故管理所需操作的实施可能引起的分区变动，需要给以适当的标识。

工作场所辐射分区示例　依据辐射分区准则，给出典型的核电厂辐射分区设计特征（见表）。

假定工作人员最长全年工作时间不超过2000h，控制区内关于表面污染控制水平（可在核电厂运行后控制），通常为：常规工作区的非固定β表面污染应小于4Bq/cm²；间断工作区应小于40Bq/cm²；限定工作区应小于400Bq/cm²。

核电厂辐射分区特征

工作场所		区域名称	场所剂量率(mSv/h)	气载放射性活度浓度	居留特征
非辐射工作场所（非限制区）			≤0.0005	不受污染	每年工作少于2000h
辐射工作场所	监督区（白）		≤0.0025	可忽略	每季工作少于500h
	控制区	常规工作区（绿）	≤0.01	≤0.1DAC	每周工作少于40h，年均工作量大于10人·时/周
		间断工作区（黄1）	≤0.1	≤1DAC	每周工作少于4h，年均工作量小于10人·时/周
		限定工作区（黄2）	≤1	≤10DAC	管理进入，年均工作量小于1人·时/周
		高辐射区（橙）	≤10		限制进入
		特高辐射区（红）	≤100		特许进入
		超高辐射区（红）	>100		禁止进入

当空气污染程度难以确定时，空气中可能出现明显的放射性物质污染，但属“无碘”范围的工作区域，至少为间断工作区；对空气中可能出现“碘污染”的区域，则至少为限定工作区。高辐射区、特高辐射区和超高辐射区通常是限制进入或者禁止进入的，在特殊情况下必须依据预先制定的许可制度或程序，在尽量降低辐射的情况下，配备有效的监测和防护用具后进入，必要时进行特殊的模拟操作训练，以避免工作人员受到过量或不必要的照射。

控制区域污染的措施 为了防止气载放射性污染，通风系统设计采用空气净化过滤器和保持适当的压差来限制污染物散布和向环境释放，通风系统的气流组织保证气流方向从气载污染水平较低的区域流向气载污染水平较高的区域。对于维修期间可能发生气载污染的区域，配备便携式通风系统（通风机、过滤器和帐篷）进行有效的局部通风。事故工况时产生放射性泄漏的设备间或区域应比相邻房间维持较低的压力，否则，就应采取密闭或隔离措施。事故状态下，紧要区应始终由洁净空气保持一定的正压。

为防止表面污染的传播，在污染区或可能被污染的区域出入口设置过渡区，将清洁区和潜在污染区分隔。在控制区出口处提供人员监测设备，以确保他们的衣服和体表的污染水平低于规定水平。在物品从污染区和任何情况下从控制区移出之前，都要求对它们进行适当的检测。

hedianchang huanjing yingxiang

核电厂环境影响

(environmental impact of nuclear power plant) 核电厂在建造、运行（包括正常运行和事故情况）和退役（包括退役后）等阶段可能对环境造成的辐射和非辐射影响。核电厂辐射环境影响是指核电厂在上述各阶段所释放的气态、液态流出物和固体废物对周围环境和公众造成的辐射影响，其基本评价指标是向环境排放的放射性核素造成的公众中最大个人有效剂量和集体有效剂量。核电厂非辐射环境影响则指核电厂对周围环境造成的除了辐射影响以外的其他影响。随着社会对保护非人类物种的重视，电离辐射对非人类物种的可能影响也日益受到人们的关注。

正常情况下的环境影响 核电厂正常运行期间对环境造成的影响。

辐射环境影响 核电厂正常运行时反应堆内核燃料的核裂变过程中会产生大量裂变产物，堆内结构材料、腐蚀产物及反应堆冷却剂中杂质由于辐射而被活化。在反应堆内会出现大量的各种放射性核素。这些放射性核素的绝大部分通常都被严密地密封在堆芯和反应堆冷却剂系统（一回路）中，微量逸出的放射性核素经废物处理系统处理，所剩无几。残存的放射性核素或经烟囱排入大气环境，或与冷却水混合后排入水环境中。废液处理产生的蒸残液的固化体及其他固体废物暂存于核电厂内，准备集中送固体废物处置库最终处置。核电厂排放的气载放射性物质主要有 ^{85}Kr、^{133}Xe 等惰性气体，^{3}H、^{14}C，碘同位素（见核素）及放射性钴等活化产物。液体放射性流出物中除 ^{3}H 外，主要有 ^{90}Sr、^{137}Cs、^{131}I、^{60}Co 等。释放到环境中的放射性核素将对生物圈造成辐射照射。

辐射对人或生物的照射分外照射和内照射两类。当辐射源处于受纳体外部时会产生外照射，放射性物质沉积于地表或含放射性物质的烟羽在受纳体的上空飘过时就属于这种情况。释放的放射性核素被摄入体内，会产生内照射，例如直接吸入放射性核素或食入被放射性物质污染的食物。（见放射性核素环境转移）

就正常运行期间的辐射环境影响而言，核电厂比燃煤电厂干净。由于煤中含有天然放射性，燃煤电厂在正常运行期间也会造成辐射环境影响。全国燃煤电厂气载流出物排放所致电厂周围环境公众的归一化集体有效剂量约为16.5人·Sv/(GW·年)，中国核燃料循环设施及核电厂放射性流出物所致公众归一化集体有效剂量约为1.0人·Sv/(GW·年)（按照5年期平均，2001～2005年结果），前者远高于后者。

非辐射环境影响 包括：①土地、人口影响。如土地扰动、人口变迁等。核电厂对土地的需求量取决于与厂址相关的露天水源、居住区、核反应堆的类型和功率大小，以及气象条件等。核电厂周围应设置非居住区，其半径（以核反应堆为中心）不得小于0.5km。②热排放。反应堆堆芯中核裂变过程产生的热量，约有2/3必须排放到核电厂附近环境中。一座电功率为1000MW、热效率为33%的轻水堆核电厂，在凝汽器中放出的热量约为2000MW（热功率）。如果冷却水的流量为50m^3/s，那么凝汽器出口处的水温约增高10℃，由此产生的热污染有可能影响水基生态系统，影响一切生物活动，从通过新陈代谢影响鱼类进食习惯和繁殖率到改变营养水平、光合作用、富营养化过程和有机物质的降解率。温度的升高也会对水栖有机体产生多种效应，如热致死、改变生长方式、破坏正常生物节律等。热量的额外增加还会影响水质，最重要的是导致水中含氧量减少。但迄今为止的实验研究表明，热污染并不会对水生生态构成明显影响。③核电厂在正常运行和事故条件下，还会向环境释放一定量的非放射性有毒物质。④冷却塔及热羽排放。对于内陆

建设的核电厂，通常采用自然通风冷却塔作为散热系统，核电厂余热主要通过冷却水释放到大气环境中，由此带来的环境影响包括雾羽、荫屏、盐沉积、噪声等。此外，冷却塔释热会导致排热区域及冷却塔内部的喜温微生物数量的增加，与这些菌群过量接触有可能致病。⑤其他影响。如噪声和电磁辐射的影响。

事故工况下的环境影响 当核电厂的工作状态发生重大偏离时，如果有关专设安全设施的功能不能完全达到设计要求，则这种偏离可导致不可接受的大量放射性物质的释放，将可能造成对周围公众的过量照射。世界上曾发生的严重核电厂事故有三起：1979 年 3 月美国三里岛核电厂事故、1986 年 4 月苏联切尔诺贝利核电厂事故和 2011 年 3 月日本福岛核电厂事故。三里岛核电厂事故未对周围居民产生明显的辐射影响，关键居民组所受照射不超过天然辐射所致年剂量。切尔诺贝利核电厂事故，据联合国原子辐射影响科学委员会（UNSCEAR）等组织估计，影响最大的东南欧地区的平均有效剂量负担约为 12mSv，相当于该区域居民今后 30 年所受天然本底辐射剂量的 17%；半径 30km 范围内严重污染，导致 13 万人迁离。福岛核电厂事故造成日本本土较大范围的放射性污染，紧急疏散了半径 20km 范围内的全部居民；随着事态发展又疏散了 20km 外的部分居民。此外，福岛核电厂事故还造成放射性污染废水向海洋的排放，导致近海海域海洋生态及海产品受到影响。

hedianchang huanjing yingxiang pingjia

核电厂环境影响评价 （environmental impact assessment of nuclear power plant） 在核电厂的选址、设计、建造、运行和退役等阶段就其建设、运行和退役（包括退役后）等过程可能对环境造成的影响所进行的预测和评估。核电厂环境影响评价的目的是对核电厂产生的污染和对环境影响做出评价，并提出防治措施，以保护环境，改善环境质量。

核电厂环境影响评价内容一般包括正常和事故状态下放射性物质及非放射性有毒有害物质排放的环境影响评价，重点是放射性物质排放的环境影响评价。

放射性物质排放的环境影响评价 核电厂正常和事故状态下，评价的具体工作内容因阶段不同而有所差别。选址阶段的主要工作内容是通过资料调研、现场踏勘及参考电厂数据资料的类比，提供足够的厂址区域的环境资料（地质、地震、水文、气象、人口分布等），预估核电厂可能的环境影响，判定厂址实施应急计划的可行性和厂址的适宜性，并对工程设计提出环境保护方面的要求。在设计建造阶段，主要评价工作内容是通过实地调查或实验手段，提供厂址区域实际的环境资料，预测其正常运行和事故状态下的环境影响，提供核电厂源项的设计参数和环保设施的设计资料，说明其是否能满足有关规定和要求，提供放射性水平本底调查结果和环境监测计划，评价施工建造过程的环境影响，并提供核电厂的场内应急计划及与场外应急计划的接口与协调。在运行阶段，主要是根据环保设施的运行情况、流出物的实际排放量和环境监测资料，对核电厂运行过程实际的环境影响做出评价。在退役阶段，评价工作重点是通过对退役方案、退役过程及退役以后的源项分析，预测退役过程和退役后的环境影响，提出保护环境的措施。

随着社会对保护非人类生物物种的重视，辐射对非人类生物物种的影响日益受到广泛的关注。国际放射防护委员会（ICRP）、国际原子能机构（IAEA）等国际组织先后发表专门出版物论述这一问题和制定相应的研究计划；美国、加拿大和澳大利亚等国家则着手把评估辐射对非人类生物物种的影响列入环境影响评价的内容。在中国，相关的法律、法规虽有关于保护生态环境的明确要求，但缺乏关于辐射对非人类生物物种影响的评价方法与评价内容的明确要求，需要加强开展有关电离辐射对非人类生物物种的生物效应和评价的研究。

放射性物质排放环境影响评价方法有两种：一种是利用核电厂流出物的排放资料，采用合适的环境转移模式和剂量估算模式，计算放射性核素排放在各种环境介质中的辐射水平，进而估算公众中的最大个人有效剂量和当量剂量，以及整个受照人群的集体有效剂量和集体当量剂量，并与本底照射水平和国家规定的相应剂量限值作比较。另一种是借助于环境监测资料进行类似的计算。事故条件下，这两种方法是相辅相成、互相补充的。

需要重视放射性流出物排放（特别是长期排放）对环境造成的实际影响的评估，这需要综合利用释放源项的调查、模式计算及环境监测资料的验证等各种手段和方法。20 世纪 80 年代末完成的“中国核工业三十年辐射环境影响评价”就是这种评价的一个实例。

非放射性有毒有害物质排放的环境影响评价 核电厂温排水及化学污染物排放，以及噪声、电磁辐射等环境影响评价。温排水排放的影响，包括物理影响和其产生的生物效应。物理影响评价应确定水体的温度随时空的变化、最大温升、最高水温及混合区范围；生物效应是指温排水排放及冷却水取排水构筑物对水生生物的影响。由于核电厂的余热全部从冷却水中排出，温排水排放也是核电厂环境影响评价的主要内容之一，可通过数值模拟计算或热污染模拟实验进行评价。核电厂还向环境排放一定数量的化学污染物，也应该加以评价，其评价方法同燃煤燃油电厂的环境影响评价。此外，还应开展核电厂建造及运行时噪声和电磁辐射的环境影响评价。

评价指标 核电厂放射性物质排放环境影响评价的基本评价指标是核电厂向环境排放的放射性物质造成的公众中个人的最大有效剂量（即关键居民组所受的平均有效剂量）和群体接受的集体有效剂量。对于非放射性有毒有害物质的排放，尚未建立一种可以对各种有毒有害物质的危害加以比较的定量指标，多数情况下，采用环境介质中有毒有害物质的浓度（或含量）作为基本评价指标。

评价工作程序 选址、设计、建造和退役阶段的环境影响评价，由核电厂营运单位委托持有建设项目环境影响评价资格证书的单位进行评价。评价单位应根据国家有关法规的要求开展评价工作，包括编写工作大纲、资料收集、现场踏勘、现场或实验室模拟实验、模式计算与数据处理，以及编写环境影响报告书等。环境影响报告书必须先报送核电厂行业主管部门预审，然后报送国家环境保护机构批准。运行阶段的环境影响评价，一般由核电厂营运单位自行完成。

hedianchang huanliao

核电厂换料 （nuclear power plant refueling） 对反应堆内装载的核燃料进行更换，补充新的易裂变材料的过

程。核电厂反应堆在正常的功率运行过程中，由于反应堆内装载的易裂变材料不断地消耗，堆芯的后备反应性逐渐减小，当堆芯后备反应性不足以继续维持反应堆的正常功率运行要求时，就需要进行换料。根据核电厂的不同堆型，换料可分为停堆换料和不停堆换料两种换料模式。采用停堆换料的有压水堆和沸水堆等；采用不停堆换料的有重水堆和球床式高温气冷堆等。核电厂要先进行换料堆芯设计，主要包括换料堆芯安全评价、确定换料模式，然后才能实施换料和进行起动物理试验。

压水堆换料堆芯设计 根据核电厂堆芯换料方案和能量需求，进行每一核燃料循环具体的堆芯燃料装载方案的计算与分析。主要工作为：换料设计任务书的编制，其中主要包括本燃料循环长度的预测和与下一燃料循环的发电量所对应的能量需求；换料堆芯装载图的搜寻与优化，换料堆芯装载计划的制定；燃料管理设计；核设计；热工水力设计（见反应堆热工水力设计）；换料堆芯安全评价；起动物理试验理论数据及运行数据包。

压水堆换料堆芯安全评价 根据换料堆芯装载计算得到的关键安全参数及特定事故分析所需的中子学参数等，进行满足核电厂最终安全分析报告规定的安全限值的评价与分析。核电厂每一燃料循环的换料堆芯装载方案，都是在遵循核电厂最终安全分析报告中规定的堆芯燃料管理策略的基础上，根据新燃料循环的能量需求以及之前各燃料循环的燃耗和功率分布情况来确定。由于实际装入换料堆芯的新燃料组件数目和在换料堆芯中的位置，以及回堆复用的辐照燃料组件的燃耗、数目和在换料堆芯中的位置，与用于核电厂最终安全分析报告分析的堆芯燃料管理结果并非完全相同，就需要对压水堆换料堆芯进行安全评价。换料堆芯安全评价的主要工作包括：检查换料堆芯的关键安全参数和特定事故分析所需的中子学参数等是否能够被核电厂最终安全分析报告所包络。如果检查结果表明是被包络的，则说明换料堆芯装载的安全是满足核电厂最终安全分析报告的要求。反之，如果有个别检查参数不能被核电厂最终安全分析报告所包络，则需要对受影响的事故分析进行重新分析或评价，必要时还需对核电厂运行技术规格书中受影响的规定进行修改或说明。如果重新分析或评价仍不能满足核电厂最终安全分析报告的安全准则要求，则需对换料堆芯的装载进行重新设计，以达到满足核电厂最终安全分析报告的安全准则要求。根据核安全法规的规定，换料堆芯安全评价报告必须在机组每次换料停堆前两个月向国家核安全局提请审评，并且在换料堆芯装料前得到国家核安全局的审评批复。该文件是压水堆核电厂每台机组换料期间唯一提请国家核安全局审评批复的换料堆芯设计文件。

压水堆换料模式 反应堆的换料原则通常是将一定数目的燃耗较深的燃料组件卸出堆芯，同时向反应堆堆芯补充装入同一特性的一定数目的新燃料组件。通常情况下压水堆核电厂反应堆的一次正常换料，堆芯需更换的新燃料组件数目占堆芯满装载时燃料组件数目的1/3或1/4左右。压水堆核电厂反应堆常用的换料模式主要有由外向内和由内向外两种模式。

（1）由外向内换料模式。将处于堆芯中部区域燃耗较深的一定数目的燃料组件卸出堆芯，并把已在堆内辐照运行一个和两个燃料循环的燃料组件交替地布置在堆芯中部区域，同时将一定数目的新燃料组件装入在堆芯外围区域，如图1所示。这种堆芯换料模式通常适用于堆芯燃料管理策略为年度换料的核电厂，即燃料循环长度或换料周期在12个月以内，批燃料平均卸料燃耗的典型值为33 000MW·d/t。

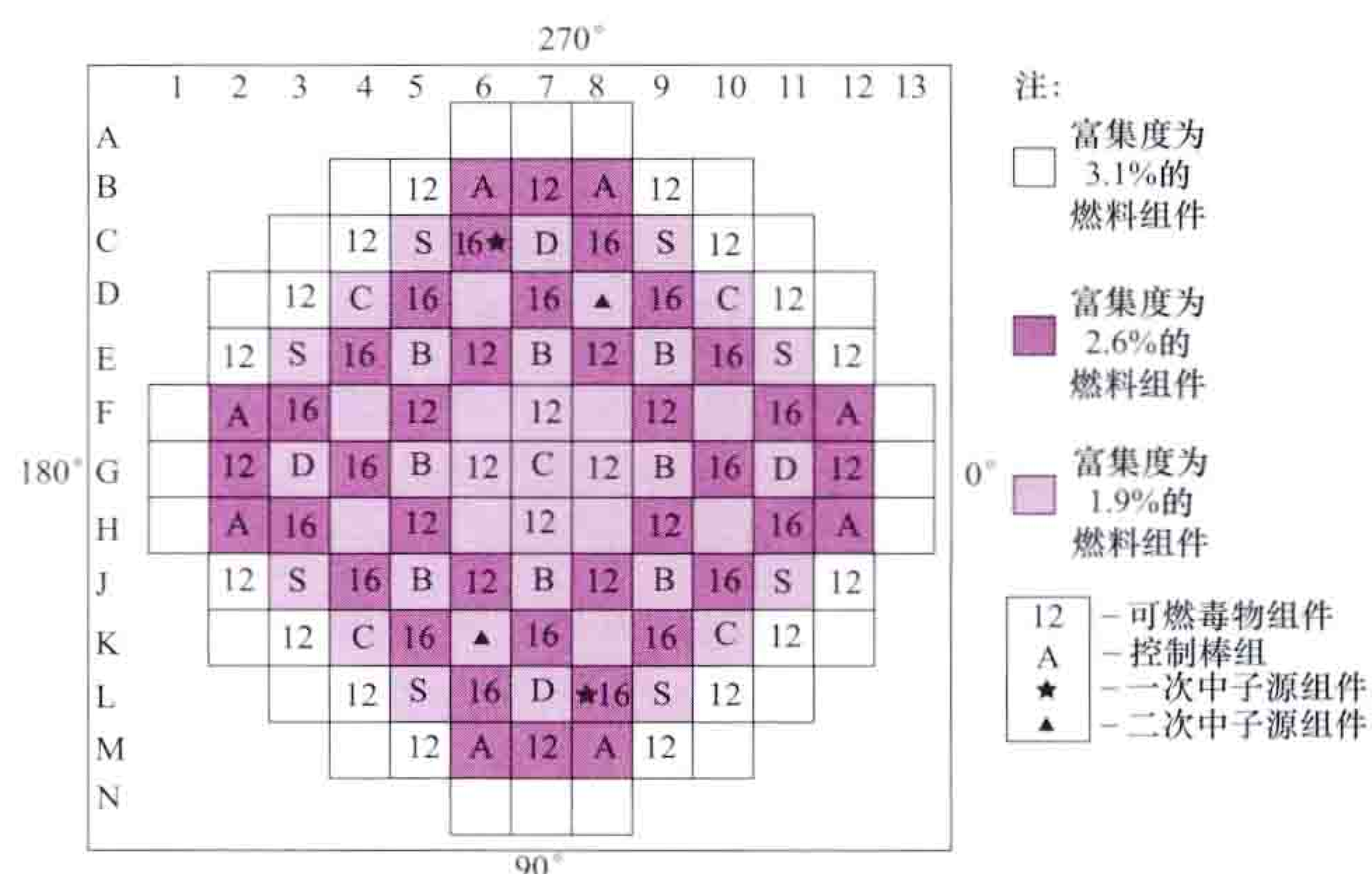


图1 由外向内换料模式装载布置

（2）由内向外换料模式。压水堆核电厂实施长燃料循环堆芯燃料管理策略的改进和堆芯换料模式的改进。这种换料模式是将处于堆芯外围区域燃耗较深的一定数目的燃料组件卸出堆芯，并把已在堆内辐照运行至少两个燃料循环燃耗次深的燃料组件移向堆芯外围区域，同时将仅在堆内辐照运行一个燃料循环的燃料组件和一定数目的新燃料组件交替地布置在堆芯中部区域，如图2所示。

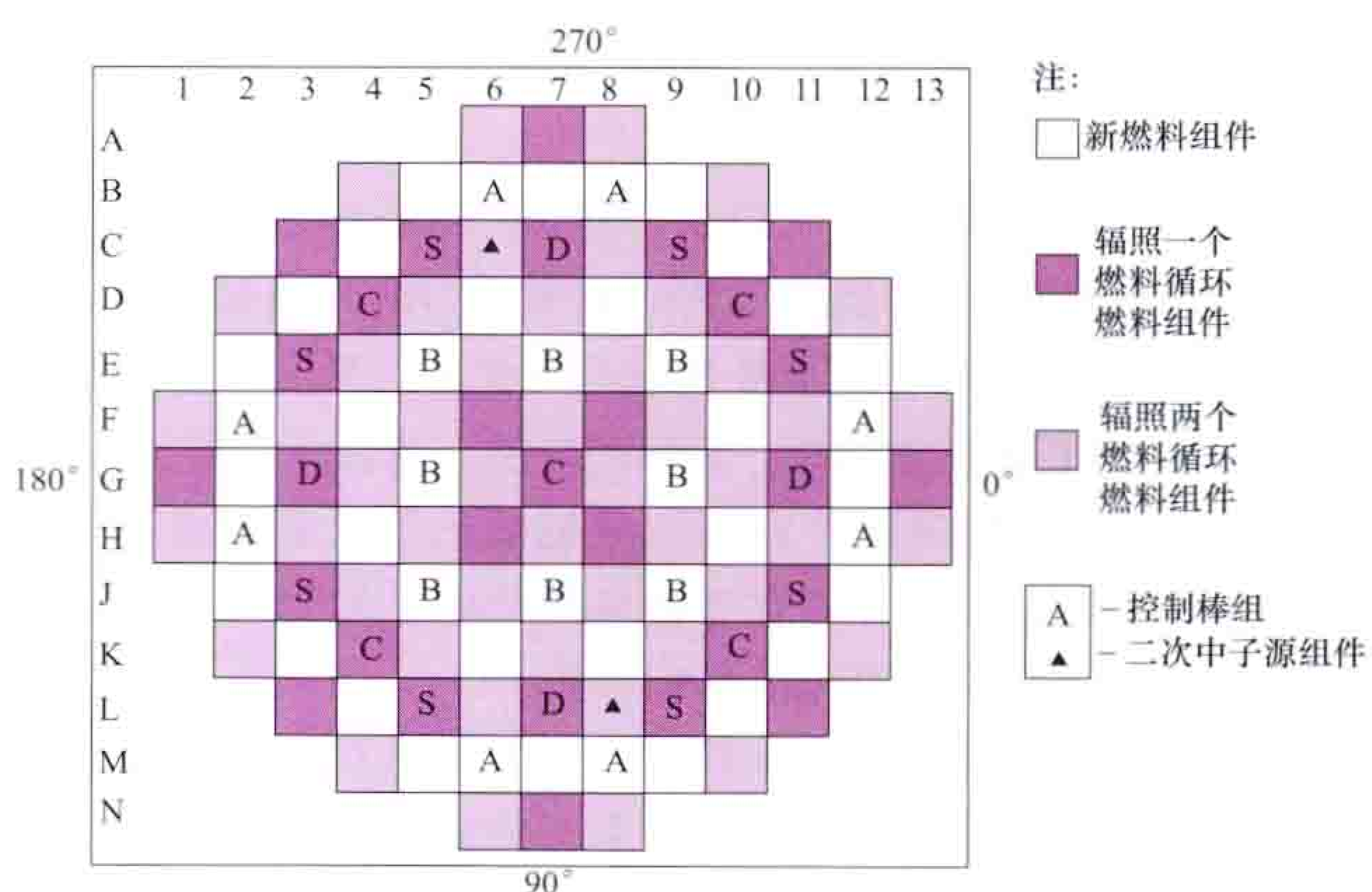


图2 由内向外换料模式装载布置

这种换料模式由于将燃料富集度较高的新燃料组件主要装入在换料堆芯的中部区域，因此增加了每一燃料循环寿期初的后备反应性。为了展平堆芯的径向功率分布，同时为避免在反应堆换料后的燃料循环寿期初的运行过程中出现正的慢化剂温度系数，就需限制反应堆冷却剂系统中的初始临界硼浓度，因此在这种换料模式下需向堆芯装入可不同于初始堆芯装入的可燃毒物形式，压水堆核电厂在这种换料模式下使用的可燃毒物材料主要有Gd_2O_3与UO_2均匀弥散的载钆燃料棒和将硼化锆粉末均匀喷涂在核燃料芯块表面的可燃毒物棒（IFBA）。这种换料模式可适用于长燃料循环堆芯燃料管理策略，即燃料循环长度或换料周期为18个月或者24个月的核电厂换料，批燃料平均卸料燃耗可达到50 000MW·d/t左右。

压水堆换料过程 压水堆核电厂的换料通常是需停堆后

进行。换料采取全卸全装的方式，即停堆后将反应堆堆芯所有燃料组件按规定的卸料顺序，逐一地从反应堆压力容器内卸到燃料厂房乏燃料水池中的预定位置上储存；然后将满足换料堆芯设计要求的燃料组件按规定的装料顺序，逐一地从储存于燃料厂房乏燃料水池中的待入堆燃料组件装入反应堆压力容器的预定堆芯位置上。在卸料前，须将换料堆芯所需新燃料组件储存在乏燃料水池内。卸料后，在乏燃料水池需进行相关组件（即控制棒组件、阻力塞组件、中子源组件等）倒换，使其符合换料堆芯装载对燃料组件及其相关组件布置要求。相关组件倒换完成后利于水下电视摄像系统在换料堆芯装料前对相关组件倒换结果的正确性和换料堆芯需入堆燃料组件的准备情况进行核查。另外，在换料堆芯装料前还要根据需要，对需回堆使用的已辐照燃料组件进行必要的电视外观检查。在完成换料堆芯装料后，还需利于水下电视摄像系统进行堆芯核查，以验证堆芯装载的正确性。

起动物理试验　由于装入换料堆芯的新燃料组件数目及其与回堆复用的辐照燃料组件在换料堆芯中布置的变化，换料堆芯的核特性发生了变化，因此在堆芯换料后反应堆机组投入正常功率运行之前的起动过程中，都需要进行反应堆起动物理试验。反应堆起动物理试验是针对换料堆芯装载，通过有限的物理试验项目，对反应堆在不同运行状态下进行围绕反应性变化静态物理特性参数的测量和堆芯中子注量率分布的测量，以及与这些测量相关的反应堆热工参数的测量等，并对通过起动物理试验所获得的静态物理特性参数和相关热工参数的测量结果进行处理与分析，来验证换料堆芯设计给出的理论计算结果的有效性和合理性，从而达到验证（换料）堆芯核设计关键安全参数的正确性和用于安全分析假设条件的保守性。

不停堆换料　反应堆在稳定功率运行过程中，定期地用一定数量的新燃料替换堆芯内达到预定燃耗深度的燃料元件的换料模式。采用不停堆换料的堆型主要有重水堆和球床式高温气冷堆。(见重水堆核电厂、高温气冷堆核电厂)

hedianchang huanliao daxiu

核电厂换料大修　(refueling outage of nuclear power plant)

核电厂反应堆停堆换料期间的燃料更换操作以及在此期间所进行的设备检修工作。

更换核燃料　压水堆核电厂在每一个燃料循环寿期末期必须更换部分核燃料以维持下一个燃料循环的运行，简称换料。(见核电厂换料)

大修的目的　为了更换临近寿期末的燃料，同时利用这段时间集中完成机组各系统、设备在正常运行期间不能执行的预防性维修、试验、设备改造、在役检查等工作，并对停机前和停机期间发现的设备缺陷进行纠正性维修，以提高设备的性能和可靠性，保证机组、系统、设备在下一个燃料循环中安全、连续和稳定地运行。

大修类型　根据大修工期的长短和维修项目的不同，将换料大修分为 10 年大修、5 年大修和年度大修三种类型。10 年大修安排的维修项目一般包括装/卸料、蒸汽发生器 U 形管涡流检查、低低水位检修、一回路水压试验、压力容器在役检查、安全壳强度和密封性试验、汽轮机高压缸/低压缸全面检查、发电机抽转子和一些重大改造项目。5 年大修安排的维修项目一般包括装/卸料、蒸汽发生器 U 形管涡流检查、低低水位检修、一个汽轮机低压缸全面检查、一般改造项目。年度大修一般只安排装/卸料操作、少量预防性维修和纠正性维修及小型改造项目。

大修工期　大修工期从电网解列开始计算，到反应堆重新装料后与电网重新并列为止。确定大修工期一般考虑本循环运行的实际燃耗、维修的工作量、业主及承包商人员安排、电网用电的特殊要求 4 个因素。两台机组大修之间应有适当间隔，在燃耗允许的范围之内，适当考虑人力、工器具合理调配，特别是大修中主承包商人力资源的统筹安排等。

大修计划　包括 10 年大修计划、大修执行计划、大修主线计划、大修检修项目计划、专项计划及预大修计划等。①10 年大修计划属于机组的长期大修的计划安排，给出未来 10 年所有预防性维修、定期试验、性能试验、物理试验和在役检查等工作的安排。②大修执行计划的内容包括在关键路径上工作的组成和各项工作所需一回路系统水位的变化及大修工期的安排。③大修主线计划的内容包括与关键路径直接相关的运行操作活动、机组状态控制以及反应堆、汽轮机、发电机上的检修活动的详细安排。④大修检修项目计划是除主线计划以外的所有检修工作安排，包括核岛、常规岛所有专业的预防性维修、纠正性维修、在役检查、试验和技术改造等工作。⑤专项计划是针对某个相对独立的检修项目制定的计划。⑥预大修计划是对换料大修开始前的一些前期准备和不影响正常运行的预防性维修工作所作的安排。

大修结束后，进行大修总结和经验反馈。

hedianchang jisuanjihua yunxing guicheng

核电厂计算机化运行规程　(computerized operation procedures of nuclear power plant)

将纸质规程计算机化。当操纵员执行核电厂的操作任务时，计算机化运行规程指导操纵员的行动，从而辅助操纵员更好地实现任务的目标。核电厂计算机化运行规程按照其功能可分为系统运行规程、总体运行规程和事故运行规程。

计算机化运行规程的表现形式基本与纸质规程相同，采用操作单或流程图的形式，但由于视频显示单元显示空间的限制，操作单或流程图被设计成滚动屏幕显示或拆分成不同页面的显示形式。

计算机化运行规程与纸质规程的不同，在于它提供了更丰富、强大的功能，包括：①当执行到规程某一步时，自动显示该步所需的特定信息；②直接在规程上，或在其他画面上显示相关的状态指示；③处理每一步的逻辑并显示结果；④自动检查规程执行的先决条件；⑤在后续执行每一步时，持续跟踪先决条件的变化；⑥自动显示执行规程的过程中完成一个行动所需要的软操作；⑦在进行分支选择时，为操纵员提供认知的帮助，或针对当时电厂工况提供警示信息。

中国计算机化运行规程采用纸质规程和计算机化规程相结合的方式。当执行总体运行规程时，操纵员首先选取对应的纸质主程序，按照主程序的指引，调用计算机内存储的操作单，从操纵单上可以进行链接，调出相关的监控画面执行操作，完成操作后返回操作单进行打勾确认，这样依次完成

操作单上所有操作。该操作单的任务完成后，操纵员根据主程序指引，进入下一步的操作。此外，还可以利用计算机化的结构导航图辅助操纵员执行主程序。操纵员按照结构导航图上提供的链接，直接进入各个操作单，或调用其他监控画面。计算机化的系统运行规程也采用操作单的方式。

在事故运行规程方面，中国很早就有局部的计算机化应用，但主要用于故障或事故初期的判断，辅助操纵员选择一个适当的规程，进行后续的操作。这部分功能体现了计算机化的特征，如执行到某一步时自动显示相关信息，自动进行先决条件的判断，以及分支选择、工况变化的提示等。近些年，开始大规模应用计算机化事故运行规程。人机界面形式主要采用流程图的形式，主要元素包括条件判断、规程操作块、简单的流程或参数显示等，从流程图上可以进一步调用相关的画面进行监督和控制。

计算机化运行规程一般不直接对核电厂系统或部件进行操作，而是通过链接到相应的监控画面上进行。使用计算机化运行规程的同时，应将纸质规程作为后备，保证在计算机化工作站丧失的情况下，按照纸质规程，利用后备操作手段，将核电厂带入安全状态。

计算机化运行规程的自动化程度，在不同国家有不同的实践。法国 N4 核电厂不仅最早全面应用了计算机化规程，其自动化程度也是最高的，计算机系统基于复杂的逻辑，循环进行运算，指导操纵员选择适当的规程或重新选择规程，规程的执行往往只需要操纵员的确认动作，不需要直接操作某个执行机构。但过于智能的计算机化运行规程也有使操纵员迷失或放松的风险，因此计算机化运行规程的自动化水平仍是各国探索的课题之一。

hedianchang jianshe shigong

核电厂建设施工 (construction of nuclear power plant) 核电工程建设实施阶段在工程现场进行的全部建造活动，也即在指定的地点，将核电厂设计图纸变成实物的过程。核电厂建设施工包括前期工程、土建施工、设备安装、核清洁施工和完工移交。

核电厂安全有关的建设施工活动，必须贯彻纵深防御原则，以保证这些活动均置于重叠措施的防御之下。参与核电工程建设的各方，包括业主、总承包单位、施工单位及监理单位等，必须严格遵守国家核安全法规、有关监督管理规定和安全分析报告中的承诺，按照核安全导则和适用技术规范，建立并有效实施核电厂质量保证体系。承担建设工作的相关单位，应当在工作开始前按照拟从事活动的种类和方法等特征，向国家核安全监管部门及其他有关部门申请获取相应的许可证书。

前期工程 在核电厂厂址现场开展的四通一平（即通路、通电、通水、通信和场地平整）及其他辅助工程。通路包括进厂道路和应急撤离疏散公路，一般分阶段建设。供电线路可在核电厂附近选择 10kV 或 220kV 高压线路接入。核电厂厂址一般远离城镇居民区，需远距离引水，处理后作为生活和施工用水。通信主要包括本地局域网、内外部邮件系统、INTERNET 接入和固定、移动电话系统。场地平整的主要目标是将拟建机组区域开挖至设计标高，核电机组通常设计建造在中等或轻微风化的新鲜基岩上。场地平整的主要工作是山体爆破与开挖，并对开挖边坡作稳定处理。辅助工程包括截排洪工程，施工、办公和生活设施等。对于滨海核电厂，一般需要海水作为循环冷却水，要进行包括取排水构筑物、防波堤、护岸等海域工程的施工。当场地平整完成，经国家有关主管部门批准并颁发建造许可证后，主体工程将以核岛厂房结构（基础）负挖作为标志正式宣布开工。

土建施工 包括基础工程和主体结构施工，核岛厂房结构负挖完成后（图 1 所示为山东海阳核电工程负挖后景象），经地质复核和核安全监管机构验证合格后，基坑底部方可埋设全厂接地网，浇灌混凝土垫层，以具备绑扎钢筋浇灌主体工程第一罐混凝土的条件。土建施工主要包括混凝土工程、安全壳预应力筋施工、安全壳穹顶吊装、模块化建造技术等。



图 1 山东海阳核电工程负挖后景象（海阳核电厂 提供）

混凝土工程 包括钢筋施工、模板施工和混凝土施工。安全壳钢筋直径大（最大直径 40mm）、布置密集，直径 25mm 以上的钢筋采用等强直管螺纹连接。模板施工采用爬升模板和异型模板的方法，并采用光学测量技术以保证厂房各部位位置精度。反应堆厂房墙体由于要防辐射，又有控制裂纹开展度的要求，因此在混凝土配合比、原材料选用、浇筑、养护、密实度、容量及其监控方面有一系列的严格标准和要求，特别是配合比和选材，往往要人工制备砂、石料并经过现场实验室的严格测定。混凝土由搅拌站集中生产，出机温度不高于 28℃，浇筑时入模温度控制在 5～30℃，且要求在 1.5h 内浇筑完毕。混凝土浇筑完毕后要进行养护，墙体外壁要涂刷养护剂。辽宁红沿河核电厂核岛厂房筏基浇灌混凝土见图 2，浙江三门核电厂施工现场见图 3。



图 2 辽宁红沿河核电厂核岛厂房筏基浇灌混凝土（红沿河核电厂 提供）



图 3　浙江三门核电厂施工现场（三门核电厂　提供）

安全壳预应力筋施工　安全壳预应力筋分水平、竖向和穹顶束三部分分布在安全壳筒体墙和穹顶内，一般采用钢绞线。安全壳预应力筋施工包括预应力管敷设、锚固件预制和安装、钢绞线穿束、预应力张拉和孔道灌浆等，现场通过浆体接受试验、全比例灌浆试验、摩擦系数试验和气密性试验等一系列试验以保证其施工质量。

安全壳穹顶吊装　反应堆厂房（即安全壳）穹顶是核电厂最大的钢制部件，它的吊装与对接是核岛主体土建施工结束全面进入设备安装的关键节点。安全壳穹顶封顶之前，安全注射系统的安全注射箱、反应堆冷却剂系统的卸压箱等大型设备要先行吊装到位。安全壳穹顶在地面拼装焊接后整体吊装与安全壳筒体对接（如图 4～图 6 所示）。



图 4　方家山核电厂安全壳穹顶吊装（方家山核电厂　提供）



图 5　台山核电厂安全壳穹顶吊装（台山核电厂　提供）



图 6　福建福清核电厂安全壳穹顶吊装（福清核电厂　提供）

对于先进压水堆 AP1000 的钢制安全壳容器，采用模块化建筑技术，由包括上封头、三个圆柱段和下封头五个主要结构模块组成，由预先成型、喷好涂层的钢板制成，这些模块包含环形加强梁、环吊梁、设备和人员闸门、贯穿件及其他附件，下封头坐落在钢筋混凝土基座上，其他模块由重型起重机按顺序吊装到指定位置进行对接与焊接。

模块化建造技术　基本原理是把现场施工的相当一部分工作量转移到工厂中完成，制造成“模块”再运送到现场组装，其流程一般有设计、预制、运输和吊装（安装）等环节。由于其经济上潜在的收益和时间成本的压缩及设计上的优越性，国内外对模块化核电厂的研究不断深入，并在应用方面展开了有益的尝试。日本三菱公司的 APWR 技术、韩国的 APR1400 技术，以及加拿大 AECL 的 ACR700 技术都大量采用了模块化技术。加拿大 AECL 在中国秦山第三核电厂建造中使用了大约 15 个模块，中国引进的 AP1000 先进压水堆核电厂，也采用了模块化建造技术，整个核电厂共分为 4 种模块类型，包括结构模块、机械设备模块、管理模块和电气设备模块，一个 AP1000 标准核电厂约由 50 个大模块和 250 个小模块组成。浙江三门核电厂钢制安全壳模块化施工见图 7。

设备安装　土建施工到一定阶段后，就开始进行设备和部件的安装工作。核岛设备安装包括环吊安装、核岛主设备安装、主管道自动焊和重大部件吊装。常规岛安装与常规电厂施工基本相同（如图 8～图 11 所示）。



图 7　浙江三门核电厂钢制安全壳模块化施工（三门核电厂　提供）



图 8　山东海阳核电厂钢制安全壳底封头吊装（海阳核电厂　提供）



图 10　山东海阳核电项目一号核岛 CV 筒体第四环吊装就位（海阳核电厂　提供）



图 9　山东海阳核电厂钢制安全壳上封头吊装（海阳核电厂　提供）



图 11　台山核电两台机组安全注射箱全部吊装就位（台山核电厂　提供）

环吊安装　反应堆厂房设有环形吊车（简称环吊），用于压力容器、蒸汽发生器、主冷却剂泵等重型设备的吊装，自重约 600t，起重能力在 200t 以上。环吊部件以散件形式供货，主要部件一部分在地面组装，一部分在空中组对，在环吊轨道梁初步定位后由特大型起重吊车进行吊装，安全壳穹顶封顶后作最终调整和试车。

核岛主设备安装　核岛主回路设备是核电厂的核心设备，也是核电安装工程中最为关键的部分，包括反应堆压力容器、蒸汽发生器、稳压器、主冷却剂泵、主回路管道和反应堆堆内构件等。主设备安装以压力容器为中心，主冷却剂泵、蒸汽发生器通过主回路管道的焊接与反应堆压力容器相连形成环路，每台机组三个环路，稳压器通过波动管与主管

道焊接相连。反应堆压力容器内装有堆内构件，由上下两部分组成。上部堆内构件的控制棒上部导向管、热电偶导管和下部堆内构件的二次支撑、能量吸收器、堆芯仪表以及压力容器壁内侧的辐照试样盒等部件要在现场组装。主设备安装具有设备大、安装空间小、安装精度高、安装工序复杂等特点，尤其是堆内构件的现场加工件的最高加工精度为0.001～0.018mm。

主管道自动焊　一种先进成熟的焊接技术，是国外核电厂蒸汽发生器更换过程中被广泛应用的主管道焊接技术，从20世纪80年代开始应用于核电厂主管道现场安装。主回路管道为大口径厚壁奥氏体-铁素体不锈钢管，安装工作具有工序流程逻辑性强、焊接工作量大、焊接应力及变形控制要求高等特点。压水堆核电厂主管道有24道焊口，每道焊口需要两名高技能焊工施焊一个月，全部完成共需要约半年多的时间。2011年1月，宁德核电工程1号机组主管道焊接中首先应用中国自行研发的主管道窄间隙自动焊技术，替代传统的手工电弧焊。其焊接工艺参数、焊接接头质量和性能均更稳定，从而更能确保主管道在设计寿命期内的安全可靠性。



图12　福建宁德核电厂压力容器吊装
（宁德核电厂　提供）

重大部件吊装　核电厂建造中的重大部件如压力容器、蒸汽发生器等既大又重，其吊装作业具有相当大的风险（见图12、图13）。典型的百万级核电厂大件吊装工程从第一件预埋罐至最后一件核电厂排风烟囱吊装结束，历时33个月，吊装作业件数约为140件，最大件为反应堆厂房钢制穹顶，最长件为汽轮机厂房行车主梁，最重件为发电机定子。大型吊车起重能力700t以上，最大作业半径近100m。

核清洁施工　土建、安装和单系统调试完成后，在系统联调开始前（或最迟在装料前），对核岛的各主要厂房和系统、设备、管道及其支承等所有外露部分进行一次彻底的清洗，并达到规定的核级清洁要求。这是核电工程施工中的一道特殊的工序，它不仅便于工程移交并为今后投运创造一个良好的运行、维修环境，而且可避免各种积垢在辐照下变成放射性物质，不会给今后运行带来额外的危害。

完工移交　施工过程的最后一道程序，施工单位应根据合同要求的技术标准先进行自检和预验收，及时完成收尾工



图13　蒸汽发生器吊装

作，认真准备完工报告。业主或监理单位依据合同组织工程实体验收和完工资料的审查，签署工程完工验收文件，并注明维护期。没有签署工程完工验收文件的项目，不得进行移交和结算。

hedianchang jianzao xukezheng

核电厂建造许可证

（construction permit for nuclear power plant）　见核安全许可证制度。

hedianchang jianzao zhiliang baozheng

核电厂建造质量保证

（construction quality assurance for nuclear power plant）　为使核电厂建造期间的物项或服务与规定的质量要求相符合，并提供足够的置信度所必需的一系列有计划、系统化的活动。核电厂建造阶段必须遵循国家核安全法规HAF003《核电厂质量保证安全规定》的要求，制定并实施核电厂建造质量保证大纲，建立质量保证体系，制定质量保证程序，配备质量保证和质检人员，开展工程建造中的质量保证活动，确保工程建造的质量。

建设单位质量保证要求　对核电厂负有全面责任的营运单位（或业主），根据核电厂质量保证总大纲的要求审查批准承包工程建造单位的建造质量保证大纲；对参与土建施工、安装的工作人员进行资格审查；授予工程建造的监理单位相应的权力，对工程土建施工和安装质量全面监控，包括对施工前文件、物料质量的监控；按质量计划设置控制点和停工待检点，参与重大质量活动的见证；在发现存在重大质量或安全问题时有权发停工令，在改正后才可以复工；参与不符合项的处理和作出最终决定。

质量保证　负责核电工程建造的工程公司或建造单位应按核电厂质量保证总大纲的要求，制定建造阶段的质量保证大纲；在现场建立建造组织机构（项目部），明确各部门和其他承包单位的职责、任务和接口关系，以及为确保质量所采取的措施；对建造活动周密计划，制定详细的施工计划，说明执行顺序和持续时间，配置相应的资源，明确安全重要物项现场制作、安装、检查和试验要求；制定建造期间的文件控制、设计和设计修改（变更）控制，采购控制、物项控制、施工过程控制、检查和试验控制和不符合项控制等程序，以确保核电厂的建造质量满足规定要求；控制和协调职责的交接和转移，明确建造单位向调试有序移交的职责，确认构筑物、系统和设备，以及施工记录的完整性，识别并解

决不符合项；制定符合国家劳动安全法规的安全管理程序，对工业安全方面的预防和保护措施进行有效的策划、组织、审查和控制。（见质量保证）

质量保证活动　核电厂在工程建造期间的主要活动是土建施工和部件设备的安装，包括：施工准备，施工方案、文件、器材和施工条件的确认；施工场地管理，包括清洁控制区设置、对材料、设备的分类标识等；器材设备接收、装卸和保管；土建的检验和试验；机械、电气和仪表控制设备的安装和检验等。所有这些活动都必须按质量保证要求进行。工程建造阶段大量而重要的工作是检验和验证，以确认其质量满足设计或国家有关验收标准，如反应堆冷却剂系统的水压试验、主设备和部件的焊缝的无损探测检查等。

hedianchang jianzao zhiliang baozheng dagang

核电厂建造质量保证大纲　(construction quality assurance program for nuclear power plant)　核电厂建造期间核电厂营运单位实施其全部质量保证工作的规划、总体描述的纲领性文件，是核电厂营运单位向国家核安全局申请核电厂建造许可证（见核安全许可证制度）时所必需的文件之一。核电厂营运单位对实施建造阶段的质量保证大纲负责，委托工程建造的其他单位也应制订核电厂建造阶段的质量保证大纲（分大纲），建造单位为多个时，应特别注意相互交叉的大纲的一致性。核电厂建造质量保证大纲适用于从机组设计开始到安装结束为止。大纲的主要内容：质量保证政策声明，包括质量方针和质量目标；大纲程序的概述或说明，明确规定质量保证大纲所涉及的安装及其边界；组织机构和责任，包括组成单位及内外接口；人员培训和关键人员的资格等级；计划和进度控制；文件和记录控制；建造期间的设计、采购和设备制造、物项、检查与试验、工艺过程的控制；不符合项控制及预防和纠正措施；工业安全、环境保护、职业卫生、消防和保卫。

hedianchang jingji fenxi

核电厂经济分析　(economic analysis of nuclear power plant)　狭义地说，是对某个核电厂工程建设项目作投资概算、发电成本和经济效益分析；广义地说，是通过对核电厂的多个工程建设方案的投资概算、发电成本和经济效益分析，进行各方案的对比分析，研究并确定核电厂最佳工程建设方案和改进的方向。

核电厂经济分析的作用和要求　在核电厂建设的全过程中所做的初步可行性研究、可行性研究、工程初步设计、建设中的跟踪性评估以及建成后评价等，都包含有不同深度的经济分析，借以满足各个阶段的设计审批、项目管理和总结经验的要求。

初步可行性研究阶段经济分析，以类似项目的对比分析为基础，匡算建设总投资和初步的经济效益分析，以满足资金筹措、上报项目建议书和审批立项的要求。

可行性研究阶段经济分析，基于可行性研究所确定的建设方案，并作较精确的上网电价、售电价格和经济效益指标的测算，以满足上报可行性研究报告和审批设计任务书的要求。

工程初步设计阶段经济分析，要根据设计，列出所有投资细项，逐项计算投资，然后累计求出投资概算，并测算经济效益指标。批准的初步设计投资概算将作为核电厂建设中工程投资控制的依据。

为有效地进行工程投资控制，需要根据实际情况，特别是遇到重大调整和改变时，作跟踪性的经济分析，给决策提供依据。

项目建成投产后的评价中，须以建造过程的实际经济参数为依据，作校核性的经济分析，通过与原来的经济分析作对比，总结经验与教训。

核电厂经济分析的主要内容　包括工程总投资计算、核电成本分析、经济效益分析和不确定性分析等。

工程总投资计算　核电厂工程总投资包括固定资产投资和生产流动资金两部分，其中固定资产投资包括基础价基建投资和固定价基建投资。

基础价基建投资，是按作经济分析时（或某一基准时点）当时价格测算的基本建设投资，包括自前期工作开始到建成投产为止的全部费用，不包括物价上涨因素和建设期间的利息。

固定价基建投资包括物价上涨因素，不包括建设期间利息的基本建设投资。固定价基建投资与基础价基建投资的关系是

固定价基建投资＝基础价基建投资
＋建设期间的浮动加价

为测算发电成本和其他经济效益指标，还需计算建成价基建投资。建成价基建投资为固定价基建投资加上建设期间的利息，即

建成价基建投资＝固定价基建投资＋建设期间的利息

生产流动资金是工程建成投产后用于购置燃料、材料、备品备件等的周转资金。生产流动资金通常用银行贷款解决一大部分，其余部分称为铺底流动资金，需在筹措建设资金时一并解决。

一般把建成价基建投资加上铺底流动资金统称为建设总投资，需要在建设前期落实。

核电厂工程投资计算中有一个特殊问题，即首炉核燃料费的一部分可看作是每年消耗的核燃料的费用，列入生产流动资金，其余部分则列入固定资产投资。

核电成本分析　见核电成本。

经济效益分析　在国民经济分析中的经济效益分析，以国民经济内部收益率（EIRR）为主要评价指标。在财务分析中的经济效益分析，以财务内部收益率（FIRR）、投资回收期和贷款偿还年限为主要评价指标。

内部收益率 IRR 是使建设项目在计算期内净现值的累计值等于零时的贴现率，其表达式为

$$\sum_{t=1}^{n}\frac{CI_t-CO_t}{(1+IRR)^t}=0$$

式中 CI_t 为第 t 年的现金流入量；CO_t 为第 t 年的现金流出量；n 为计算期。

当 CI、CO 是财务分析的现金流入量和流出量时，此 IRR 即为财务内部收益率 FIRR。若 FIRR 大于或等于行业基准收益率，则认定项目在财务上是可行的。当 CI、CO 是国民经济分析的现金流入量和流出量时，此 IRR 即为国民经济内部收益率 EIRR。若 EIRR 大于社会贴现率，则认定

该项目对国民经济是可行的。

投资回收期是建设项目的净收益足以抵偿全部工程投资所需的时间。当它短于基准投资回收期时，就认定该项目在财务上是可行的。

贷款偿还年限是建设项目投产后，全部偿还基建投资贷款的本金和利息所需的年限。贷款偿还年限短于规定的偿还年限是项目在财务上成立的必要条件。

不确定性分析　在核电厂经济分析中，往往利用一些预测和估算的数据。这些数据的不确定性造成经济分析结果的不确定性，可能给核电厂建设带来风险。不确定性分析一般需进行盈亏平衡分析、敏感性分析和风险分析。

盈亏平衡分析是研究拟建核电厂成本和收益平衡关系，找出盈利与亏损的转变条件，称为盈亏平衡点。

敏感性分析是研究核电厂主要因素变化时，相应经济效益指标的变化，并确定其影响的程度。

风险分析是当某不确定性因素的概率分布可大致估计时，研究计算由它造成的经济效益指标的变化范围、期望值和概率分布。

hedianchang jingjixing

核电厂经济性　（economic competitiveness of nuclear power plant）　以若干经济指标表征的核电厂的经济效益特性和核电厂在经济上的竞争力。

核电厂经济性指标　衡量核电厂经济性的主要指标是比投资（每千瓦建造费）和发电成本（每千瓦时发电费用）。前者表征核电厂在建造期内需要投入的资本；后者既包括建造费用，又包括运行期间需投入的费用及退役费用，因而是核电厂的综合经济指标，也就是判断核电厂盈亏或竞争力的综合指标。

核电厂发电成本由投资提成、核燃料成本费、运行维护费、退役费等构成。其中，运行维护费与燃煤电厂相当，或稍高一些；退役费在总成本中占的份额甚小，因此，对核电厂经济竞争力起决定作用的是投资成本和核燃料成本。

核电厂投资费一般由直接费、间接费及金融附加费构成。核电厂直接费包括厂址工程、设备购置、建筑及安装等费用，核电厂间接费包含设计、工程技术服务和工程管理等费用，核电厂金融附加费是指建造期内的贷款利息和浮动价差。以某一基准日期币值的设备、材料及劳务价格计算的核电厂直接费和间接费，称为基价投资，把浮动价差考虑在内的建造费称作固定价投资。基价投资、浮动价差及贷款在建设期间的利息之和称为总投资或总建成价。总投资除以电功率等于每千瓦投资，也就是比投资。不同规模核电厂的投资大小应以每千瓦投资作比较。

核燃料成本中包括铀原料、铀同位素的富集、燃料组件制造、乏燃料储存、乏燃料后处理及放射性废物处置等费用，也就是包含核燃料循环各个环节的费用。

影响核电厂经济性的因素　核电厂采用的机型是影响核电厂经济性的主要因素，根据世界核协会（WNA）2011 年 11 月底发布的资料，一些在建和计划建设项目的比投资：中国红沿河核电厂 CPR1000 为 1530 美元/kW；俄罗斯沃罗涅日二核电厂 AES-2006 为 2340 美元/kW；美国南德克萨斯 STP 项目 ABWR 为 2900 美元/kW；阿联酋进口韩国 APR1400 为 3643 美元/kW；美国密苏里州卡拉威项目进口法国US-EPR 为 6125 美元/kW；美国佐治亚州沃格脱尔项目为 6360 美元/kW。机型不同，差别很大。

发挥规模经济效益，扩大单机容量，一个厂址建设多台机组是提高核电厂经济性的办法之一。扩大单机容量的效果，核电比煤电更加明显。一个 1000MW 压水堆的造价比 600MW 的便宜 20%左右。一址双机的比投资比单机建设低约 15%，一址四机则可低 20%左右。但也不是越大越好，越多越好，要与电网规模相匹配。国际上，单机容量大多为 1000～1200MW，但也有 1350MW，甚至 1700MW 的特大机组。国际上一个厂址建设 4～6 台的机组很多。

提高核电厂建设的自主设计、自主制造、自主建造和自主营运的自主化程度，是降低造价提高经济性的最重要的办法，要把设计建造的自主权牢牢掌握在自己手中，尽可能地提高设备国产化率。

加强项目建设的工程管理，缩短工期；提高电厂营运管理水平，提高发电效率，提高容量因子，是有效提高经济性的措施。延长工期会造成很大的经济损失，如芬兰的奥尔基洛托 3 号机组，由于工期延长，总投资由 30 亿欧元增加到 60 亿欧元。美国近 30 年没有新建核电厂，但在营运管理方面成效显著，容量因子提高到 90%，运行寿命由 40 年延长到 60 年。

在核电建设中，标准化和系列化也是降低造价的重要手段，可以减少研制费用，降低设备制造成本，简化安全审批手续，有利于推广建造经验，缩短建造周期。

核燃料成本主要取决于核燃料循环各个环节的费用。各工矿企业的产品成本与其技术水平和经济规模大小有关，因此，核燃料成本的制约因素很多。对核电厂来说，通过改进堆芯设计性能和改善核电厂燃料管理来加深燃耗深度，是降低核燃料发电成本的重要手段。（见核电厂运行性能指标）

核电厂与燃煤电厂及其他电厂经济性比较　核电厂与燃煤电厂相对经济性，主要取决于其比投资和燃料成本的比较。核电厂工艺系统和专设安全设施较多，所用材料、设备数量和人工多于燃煤电厂，建造周期也比较长，导致比投资高于燃煤电厂。压水堆燃料组件的价格虽比较贵，但生产相同电量所花的核燃料费要比煤燃料费便宜得多。这就有可能导致全寿期平准化发电成本的比较中，核电厂的核燃料成本低于燃煤电厂燃料成本，足以补偿两者的投资成本差额而有余，核电厂的经济性优于燃煤电厂。燃煤电厂的燃料成本随着运输距离的延长而增高；而核燃料成本基本上不受运输距离的影响，因此，在远离煤矿地区的核电厂的竞争力更强。

必须看到，核电厂经济性与一个国家的能源结构、基础设施建设、科技和工业生产水平及政府的核电政策等密切相关，具体表现在核电建设规模、机型选择、设计和营运的自主化、建设和制造的本土化、建造周期、金融市场形势等方面。不同的国家、不同的机型和不同的建造模式的核电项目比投资差别大得惊人，这就使得核电厂经济性不能一概而论，必须根据各国的具体情况作具体分析。

中国核电自 20 世纪 80 年代起步到 21 世纪初进入产业化发展，随着核心技术的掌握，设计自主化和设备国产化水平的提高及煤炭价格的调整，核电厂对燃煤电厂的相对经济

优越性已经显现，特别是在珠江三角洲和长江三角洲等东南沿海地区，核电上网电价低于当地新投产脱硫煤电的标杆电价。

hedianchang kekaoxing

核电厂可靠性 (reliability of nuclear power plant)

在规定的堆芯寿期内，在保护人和环境不受超过限度的电离辐射和放射性损害的条件下，核电厂维持其正常商业供电运行的能力。

定性和定量地评价核电厂的可靠性，不仅与核电厂安全性有关，而且与核电厂经济性有关，要求有一套切实可行的可靠性指标体系或通用规则，一般应包括核电设备耐久性（可靠度、可靠寿命、平均寿命、平均大修时间间隔、储存寿命），核电设备无故障性（故障率、故障概率），核电设备维修性（维修度、维修率、平均维修时间）和核电设备经济性（发电成本、维修费用）等指标。核电厂可靠性随着使用时的环境条件、维护方法、储备条件等的不同而变化，设备连续运行时间越长，其可靠性随之下降，因此不同的规定时间可靠性也不同。为了保证核电厂运行的经济性，应提高核电厂的满功率运行时间，提高可用率，增加负荷因子，在保证安全的前提下，减少非计划停堆，提高核电厂的可用性。为了保证核电厂可靠性，在系统设计中常采用冗余、储备、降额技术，然而它们必须以安全性、可靠性与经济性三者之间的综合平衡为基础。核电厂的安全系统常采用冗余方式，而使整个系统复杂化，投资费用提高。此外，为提高核燃料可用率及能量可用率所实施的核电厂定期换料将会影响核电厂的可用性，降低可用度。

核电厂可靠性指标的实现，不仅要从设计入手，而且要在制造和管理上采取严格的可靠性规范，提高设备和人的可靠性，在核电厂设计、建造、调试、运行的各个阶段，进行可靠性评估，通过功能试验，质量保证体系的实施，以证明核电厂服役期间的可靠性指标始终得到满足。在有可能试验的条件下进行试验，其中某些系统的可靠性指标可能大于其可验证值，如果必须确保这个更大的功能可靠性，则要求增加一些独立系统，其中每一个系统都能够执行赋予的安全功能。

核电厂系统和设备的可靠性定量评价可采用故障模式与影响分析（FMEA）、事件树分析（ETA）和故障树分析（FTA）方法。世界各国在核电厂的概率安全评价中对核电厂的安全性与可靠性所采用的定量指标是：发生冷却剂严重失效事故概率不超过 10^{-4}/(堆·年)；发生堆芯熔化事故概率不超过 10^{-5}/(堆·年)；发生外部事件引起的大量放射性释放事故概率不超过 10^{-6}/(堆·年)。此外，美国核管制委员会 20 世纪 90 年代提供的核电厂可靠性数据库的 2500 个数据中：设备最高失效率不超过 9.3×10^{-3}/h；设备最低失效率不超过 4.1×10^{-7}/h；人的失误概率范围在 1.7×10^{-1}～2.7×10^{-4}。系统的设计应具备多样性和实体分离，使共因失效的概率降低至 10^{-5}/(堆·年）以下。

hedianchang liuchuwu daqi kuosan

核电厂流出物大气扩散 (atmospheric diffusion of effluents from nuclear power plant)

狭义定义为核电厂排入大气的气溶胶、蒸汽或气体形态的放射性物质，因大气湍流运动造成的扩散稀释；广义定义则还应包括因湍流、吸附、降水等导致放射性物质沉积于地表的干湿沉积过程，以及原先沉积于各类表面的放射性物质因刮风等重新悬浮于空气中的再悬浮过程。

核电厂流出物与普通电厂或化工厂等流出物大气扩散的规律基本相同，唯一的区别在于，前者应考虑烟羽中污染物的浓度在扩散过程中因放射性衰变造成的耗减。对核电厂流出物大气扩散规律的研究，是进行核电厂常规排放环境影响评价，尤其是进行事故后果评价的基础；大气扩散规律的研究是沿着野外大气扩散实验、室内物理模拟实验（包括风洞和水槽实验）和数值模拟计算三条途径发展的。已有许多成熟的污染物大气扩散模式，结合模式理论及应用特征，常用的扩散模式分为以高斯公式、拉格朗日方法、欧拉方法为基础的三类。

大气扩散模式与参数 大气扩散模式是沿着梯度输运理论、统计理论和相似理论三个基本理论体系发展的。这三个理论体系，分别是在考虑特定的物理机制和各自的简化假定下建立起来的，它们有各自的优缺点，也有一定的适用范围。梯度输运理论认为大气中某一固定点的扩散与局地浓度梯度成正比，统计理论力求确定各单个粒子的径迹和表征扩散所需的统计特征，相似理论则是通过相似性方法研究大气边界层湍流扩散特征。最为广泛应用的大气扩散模式是高斯烟羽模式，涉及的重要参数包括扩散因子、大气扩散分类与大气稳定度、扩散参数、有效排放高度等。当排放点附近有较高建筑物，或排放点处于沿海等情况时，还需要对扩散模式或参数选取做特殊考虑。

高斯烟羽模式 该模式尤其适用于估算核电厂常规气载放射性物质排放的长期平均浓度。在此模式中，假定平均风向恒定不变，污染物在横截风向（y）和垂直方向（z）上的浓度分布皆遵循正态分布。高斯烟羽模式的最基本形式为

$$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi u\sigma_y\sigma_z}\exp\left[-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right]\times\left\{\exp\left[-\frac{(z-H_e)^2}{2\sigma_z^2}\right]+\exp\left[-\frac{(z+H_e)^2}{2\sigma_z^2}\right]\right\}$$

式中 χ（x，y，z）为下风向某点（x，y，z）的空气中污染物浓度；Q 为源强；u 为排放高度风速；σ_y 和 σ_z 为污染物浓度分布在水平方向和垂直方向的标准偏差，也称为扩散参数；H_e 为有效排放高度。

扩散因子 在核电厂环境影响评价中最关心的是年均扩散因子与事故扩散因子，它们是计算年均有效剂量和事故剂量的基础。通常基于高斯烟羽模式计算年均扩散因子，需要考虑风摆效应和天气的频率分布，在扇形方位取平均值。常采用确定论方法和概率论方法计算事故扩散因子，前者依据美国核管制委员会管理导则 1.4，后者依据管理导则 1.145。对于复杂条件厂址，需要考虑模式的有效性。

大气扩散分类与大气稳定度 将大气扩散状态按其扩散能力强弱进行分类称大气扩散分类，大气稳定度则是表征大气扩散能力强弱的一个指标。大气湍流特征决定了污染物的扩散状况，是热力和机械因素综合作用的结果。直接测定大气湍流存在一定的困难，污染气象学家试图通过比较容易测量的气象要素的平均值及其垂直廓线的组合来表示大气稳定度，并在大量实验和理论研究的基础上提出了各种大气稳定

度的分类办法。比较经典的方法是帕斯奎尔-吉福德方法（1961），利用云量、风速和太阳辐射这样一些易于观测的量为特征量把大气湍流条件分为六类稳定度，从强不稳定到稳定，分别用英文字母A、B、C、D、E和F表示。帕斯奎尔最初分类时明确排除了接近静风、十分稳定的条件（有时称为G类）。特纳尔（1964）在此基础上提出了一种较具体的大气稳定度分类法，即根据当地当时的太阳高度角和云量、云高确定净辐射指数，再由净辐射指数和风速划分大气稳定度等级。其他常用的方法还有温度递减率法、风向脉动法、温度递减率-水平风向脉动法、温度递减率-风速法、改进的宏观理查逊数法等。在实际应用中应根据观测设备的条件、污染物释放高度及地面粗糙度条件适当选用。美国核管制委员会在其管理导则1.23（2007）中建议根据10m和60m标准高度间测量的垂直温度梯度进行大气稳定度分类。同一地点同一时刻，采用不同的分类方法可能给出不同的天气类别，但各种大气稳定度分类方法的长期平均结果比较接近。

扩散参数 σ_y 和 σ_z　最为广泛应用的是帕斯奎尔曲线（也称 *P-G* 曲线）。但它只适用于平坦地区。G. A. 布里格斯（G. A. Briggs，1973）在帕斯奎尔扩散曲线、布鲁克海文（BNL）扩散参数系及美国田纳西流域管理局（TVA）扩散曲线基础上，提出了两组求各类天气相应的 σ_y 和 σ_z 值的内插公式，分别适用于农村田野和城市条件，其适用范围在10km之内。对于粗糙地形、高架排放源条件，较合适的扩散参数是由国际原子能机构（IAEA，1980、1982）根据联邦德国在利希和卡尔斯鲁厄两个核研究中心的示踪试验结果中提出的。

有效排放高度 H_e　通常定义有效烟源高度 H_e 等于烟囱高度 H_s 和抬升高度 ΔH 之和。ΔH 由动力抬升和浮力上升两部分组成。动力抬升是指因放射性烟气具有初始动量使其离开烟囱后继续上升；浮力上升是指因烟气温度高于周围气温而引起的上升。对于正常运行的核电厂，浮力作用较小，一般可以忽略不计。事故条件下，气载放射性物质从反应堆安全壳向环境的泄漏可视为地面排放。

建筑物尾流修正　当烟囱高度低于附近建筑物高度的2.0倍时，计算时要考虑建筑物尾流效应。建筑物的存在对局地污染物分布的总体影响是使烟羽扩散增强，污染浓度趋于稀释。通常，考虑建筑物尾流效应对扩散因子影响修正的方法是采用初始扩散和混合释放模式。当考虑建筑物尾流内污染物烟羽的初始混合时，可以用考虑了初始混合的 Σ_y 和 Σ_z 替代高斯烟羽模式中的 σ_y 和 σ_z。也有采用混合释放模式进行处理的，它是由Johnson等（1975）根据美国Millstone厂址现场实验结果提出的，即部分时间可视为高架源排放，部分时间视为地面源排放，其时间分配比例取决于烟囱出口处烟气流速与环境风速的比值。

沿海（水体）扩散　核电厂一般都设在大的水体附近，故需考虑两类特殊空气污染过程：一种是海陆风环流引起的污染，污染源处在局地环流之中，就可能因循环累积或往复输送到较高的浓度；另一种是热内边界层的影响，夏季白天陆地温度比水温高得多，气流自水面吹向陆地时会在陆地形成热内边界层，随着气流向内陆运动，热内边界层顶逐渐加厚。进入热内边界层内部的污染物在受到强烈湍流扩散的同时，将随着热泡湍流的下沉气流很快带至地面，会产生局部高污染物浓度，这种现象称为热内边界层熏烟或海岸带熏烟。

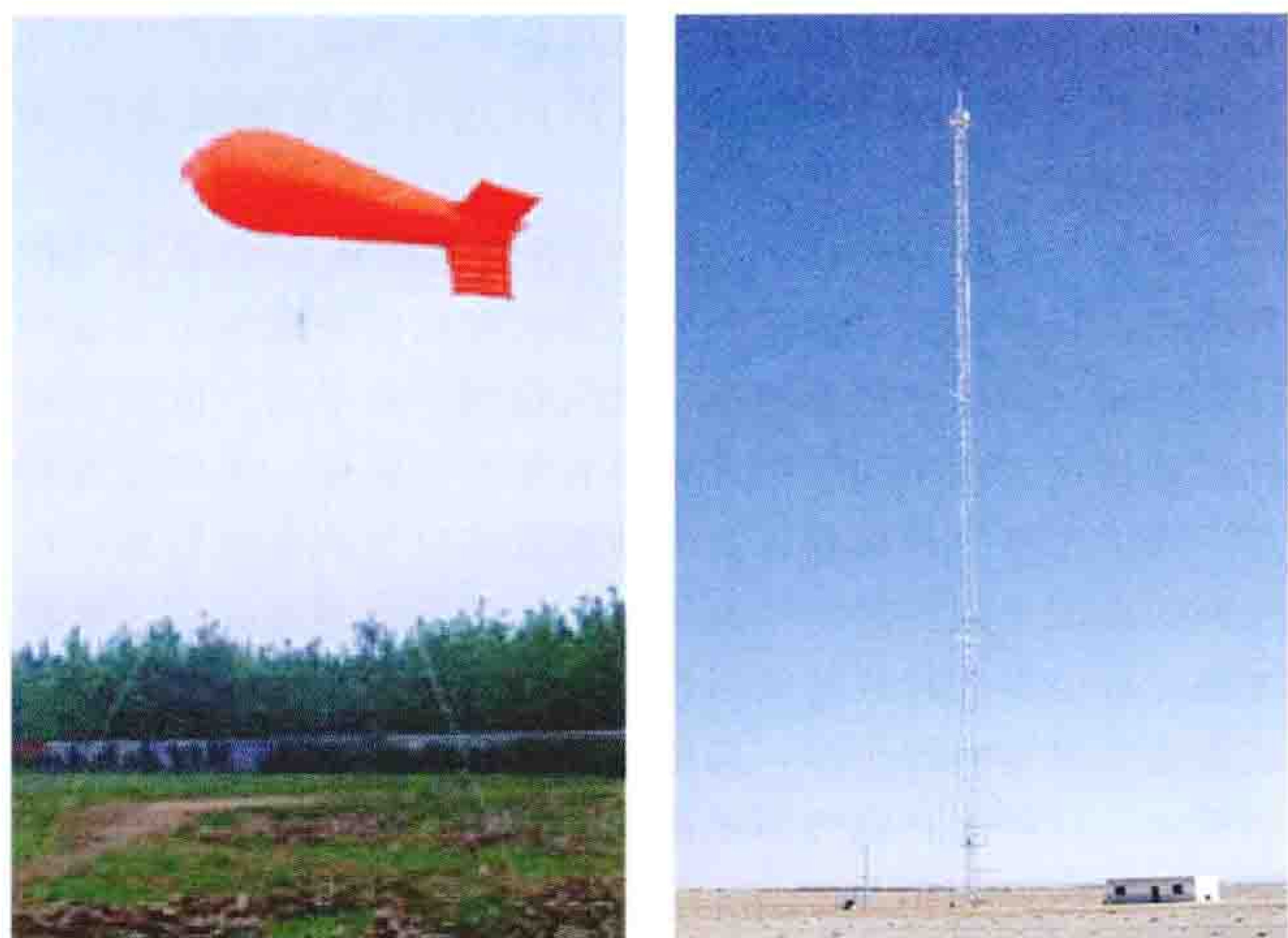
事故后果评价模式　对于核事故后果评价中的大气扩散模式，其物理模式的选取要在获得可靠的预测结果和减少计算时间（如简化物理模型）之间找到一种平衡。由于放射性污染物在大气中的迁移过程具有复杂、快速、多尺度等特点，为了在事故开始释放之前预测或实时计算事故后果，在模型的选取上要实时预报风场，大气扩散模型要配合风场精细地计算出事故释放的放射性物质随时间、空间的分布。在核事故后果实时评价中，局地范围采用较多的是直线高斯烟羽模式、拉格朗日轨迹烟团模式和粒子扩散模式，对于区域或更大范围较多的是采用粒子扩散模式或欧拉三维数值模式。对于全球范围的长期影响评价，应用较广的主要是箱模式。

微风、静风条件下的大气扩散　平均风速小于2m/s的气象条件称为微风，在此条件下的扩散过程主要受大气湍流控制，静风和高压条件或微风和逆温同时出现，将增加污染物在大气中的累积，会导致局地高浓度出现。由于还不能描述出微风时边界层模拟的影响，早先的一些观测和研究都能为低风速情况下的扩散增强提供证据，而且在风速趋近于零时，浓度分布趋向异常，因此对这种情况下大气扩散模式的发展仍然是个挑战。切实可行的做法是：①利用粒子随机游走模式可以较好地模拟这类条件下的扩散行为；②如果利用高斯烟羽模式，按照通常的做法会出现较大的偏差，为了正确估算微风时的污染物浓度分布，可以把水平扩散和垂直扩散分开处理，分别确定适当的 σ_y 和 σ_z 值。

大气扩散实验　一般可分为室内物理模拟实验和野外大气扩散实验两类。

室内物理模拟实验　通常采用的方法是利用环境风洞（又称大气边界层风洞）进行大气扩散规律的研究。风洞是以空气为实验介质进行实验室空气动力学研究和大气环境模拟的一种实验设备，从性能上可分为高速风洞和低速风洞两类。环境风洞是低速风洞的一种，其类型主要有环流式和直流式两种，其结构基本由风扇段、导流段、扩散段、阻尼段、收缩段和试验段组成，具有温度场模拟的风洞还设有加热和冷却装置。风洞实验一般可以满足中性大气烟气扩散的试验目的，可以定量地给出扩散参数。但风洞实验难以实现不同大气状态（如稳定层结、逆温）的模拟，可以采用分层流拖曳式水槽，利用盐水进行密度分层的方法，模拟稳定层结大气和低空逆温层。

野外大气扩散实验　主要包括两部分内容。①气象背景考察。目的是调查评价地区的风向、风速廓线，温度廓线，大气稳定度分类，降水等污染气象要素。在大型野外实验中，往往要建造气象铁塔进行整年逐时气象观测，同时还包括加强期的大气边界层探测、湍流测量等。②示踪实验。目的是用各种示踪剂模拟大气运动，测定评价区域扩散参数和湍流特征，同时也可检验模式的有效性。检验模式有效性的常用方法是对模式预测值和对应的实测值（如示踪实验）进行相关分析；但相关分析有时也会导致错误的结论，已提出优于相关分析的新的统计学指标——符合指数 *d*。气象观测见图。



气象观测（中国辐射防护研究院 提供）

数值模拟计算 用数值方法求解湍流扩散方程，以推算出空间的污染物浓度分布。扩散方程是描述空气污染物在湍流大气中散布的控制方程，表述的空气污染物在大气中的散布状况是平均风输送和湍流扩散共同作用的结果。由于扩散方程是非线性偏微分方程，通常得不到解析解，数值模拟就是在一定的初始条件和边界条件下用数值解方法求解扩散方程。同时，数值扩散模式须对边界层平均风场和湍流状况进行模拟或参数化。计算流体力学（CFD）技术也得到发展与应用。

沉积和再悬浮 包括干沉积、湿沉积和再悬浮等问题。

干沉积 核电厂气载放射性流出物包括粒径较小的气溶胶。随着粒径变小（如小于 10μm），重力沉降作用逐渐可以忽略，而其他机制的作用增大，如湍流运动、热运动、惯性力、静电吸引，以及与植物表面的碰撞和吸收等因素。这种与重力沉降及降水作用无关的污染物从大气向地表面作质量转移的过程称为干沉积。干沉积的同时导致空气中污染物浓度的减少。用沉积量 D 来定量描述大气污染物由于干沉积所造成的从大气向地表面转移的污染物量。在分析植物孢子的干沉积时，P. H. 格雷戈里（P. H. Gregory，1945）曾确定沉积量 D 与近地表面层的空气浓度 X 成正比。A. C. 张伯伦（A. C. Chamberlain，1953）把具有速度量纲的 D 与 X 的比例常数 v_d 定义为沉积速度。这样的定义虽然不能解释干沉积的物理机制，但是能够反映各种物理机制对干沉积的总效应。

定量描述干沉积造成的烟羽中放射性物质耗减的模式主要有源耗减模式、表面耗减模式及修正的源耗减模式。以源耗减模式应用最广。源耗减模式是由张伯伦于 1953 年提出的，其基本概念是将在下风向 X 处污染物烟羽由于干沉积所造成的浓度减小归结于源强的耗减。表面耗减模式是由 T. W. 霍斯特（T. W. Horst，1976）提出的，此模式把地面各处的沉积通量密度视为从该沉积点向下风向扩散的负源强。从物理意义上讲，表面耗减模式比源耗减模式合理，为了解决其运算繁杂的问题，霍斯特（1978）又提出了一种考虑表面耗减作用的混合源耗减模式。

湿沉积 粒子因降水从烟羽中清除而沉积于地表面的过程。由此过程产生的沉积可以用湿沉积速度 v_w 描述。v_w 定义为湿沉积通量 W 与地表空气中放射性核素浓度 x_0 的比值。湿沉积通量可以由冲洗系数 Λ 和冲洗比 α 两个参数估算。冲洗系数 Λ 定义为 $\Lambda = k/x$，其中 k 为单位体积空气中放射性物质的清除速率。冲洗比 α 定义为放射性物质在雨水中的浓度与其在空气中的浓度的比值。确定 Λ 所使用的参数是在特定降水时刻测定的，故适用于事故条件下的湿沉积计算。而 α 是根据长期平均值测定的，更适于常规条件下长期排放的湿沉积计算。

再悬浮 当一种较难溶解的放射性物质（长寿命放射性核素）沉积在地面时，该物质总会部分地再悬浮到空气中，因此在源消失后的很长时间里会经呼吸和食物链造成对人的照射。

参考书目

胡二邦，陈家宜．核电厂大气扩散及其环境影响评价．北京：原子能出版社，1999.

蒋维楣，等．空气污染气象学．南京：南京大学出版社，2003.

hedianchang liuchuwu jiance

核电厂流出物监测

(monitoring of effluents from nuclear power plant) 核电厂营运单位和政府相关部门为了控制和评价核电厂流出物排放对周围环境的影响而进行的监视性测量，以及对测量结果的分析和解释。核电厂流出物是指向环境排放的满足相关排放标准的要求，并获得监管部门批准的含有极少量放射性物质的气态流和液态流。核电厂流出物监测以前也称核电厂放射性流出物监测。鉴于核电厂流出物已经被解控，不是放射性废物，属于普通的工业废气和废水，为避免误解，因此将核电厂放射性流出物改称为核电厂流出物。中国国务院环境保护行政主管部门委托核电厂所在地省级环境保护主管部门对核电厂流出物实施监督性监测。核电厂流出物分为气态（气载）流出物和液态流出物，因此，核电厂流出物监测也分为核电厂气态流出物监测和核电厂液态流出物监测。核电厂液态流出物中还含有硼、次氯酸钠等化学污染物和核电厂散热系统排放的热量，因此核电厂流出物监测应包括化学污染物监测和温度监测。

核电厂流出物监测是核电厂流出物排放管理的重要组成部分，应执行严格的辐射防护要求，核电厂流出物排放管理应执行《中华人民共和国放射性污染防治法》和《中华人民共和国环境保护法》等相关环境保护法规标准。

监测目的 ①判明核电厂流出物中的放射性物质的数量，以便与管理限值或运行限值进行比较；②为应用适当的环境模式评价环境质量、估算公众所受的剂量提供源项和资料；③为判明核电厂运行，以及放射性废物处理系统是否正常、有效提供数据和资料；④使公众确信核电厂的放射性释放确实受到严格的控制；⑤迅速发现和鉴定计划外释放的放射性物质的性质（种类）及其规模；⑥给出是否需要起动警报系统或应急警报系统的信息。

监测计划 应根据流出物监测目的编制，满足核电厂流出物排放管理的需要。一般要考虑以下几方面：①应把预计或可能含有核电厂产生的放射性的所有流出物都置于常规监测之下。②应合理选择监测点的位置，以使得该点的监测结果能代表实际的排放情况。③应根据正常和事故工况下放射性核素的预计和可能排放情况，合理确定核素种类。核素种类一般应包含预计排放的主要放射性核素和能够监

测到的所有放射性核素，同时不得缺少有管理限值规定的核素种类。④应根据监测和控制的目的合理确定监测方式，合理确定取样监测的频度。⑤应科学地选择采样方法，以使得采集的样品能代表实际的排放情况。⑥应选择合适量程的测量仪表。⑦应选择可靠的、先进的测量技术，在保证排放期间连续获取数据的条件下，尽可能准确地测量出流出物中实际放射性排放量。⑧为合理地评价监测结果，应根据需要测量其他有关的物理量和参数，如流量、体积等。⑨为满足事故监测的需要，对气态流出物应设置专门的事故监测装置。⑩ 流出物监测数据应按有关规定记录，并至少保存到核电厂退役后的10年。⑪应编制和执行严格的质量保证计划。

表中简要给出了中国压水堆核电厂流出物放射性监测方案。

中国压水堆核电厂流出物放射性监测方案

监测对象		排放方式	监 测 方 式
气态流出物	惰性气体	连续排放	在线连续监测（正常和事故监测，事故监测具有报警和联锁功能） 定期取样，定期测量（γ谱）
气态流出物	气溶胶	连续排放	在线连续监测（正常和事故监测，事故监测具有报警功能） 连续取样，定期测量（总β，γ谱）
气态流出物	碘	连续排放	在线连续监测（正常和事故监测，事故监测具有报警功能） 连续取样，定期测量（总γ，γ谱）
气态流出物	^{3}H	连续排放	连续取样，定期测量
气态流出物	^{14}C	连续排放	连续取样，定期测量
液态流出物		槽式排放	每槽排放前取样分析测量（总β或总γ，γ谱，^{3}H，^{14}C，^{90}Sr） 在线连续监测（报警，联锁）

核电厂流出物监测还应与前端的核电厂放射性废物处理系统工艺监测和后端的环境监测相协调。

核电厂营运单位应按有关规定向国务院环境保护行政主管部门和所在地省、自治区、直辖市人民政府环境保护行政主管部门在线传输和定期书面报告监测结果。

对于内陆核电厂，根据GB 6249—2011《核电厂环境辐射防护规定》和GB 14587—2011《核电厂放射性液态流出物排放技术要求》的规定，在核电厂液态流出物排放口下游1km处受纳水体中总β放射性不超过1Bq/L，^{3}H浓度不超过100Bq/L。由于受纳水体稀释条件受季节和气象条件的影响，有时排放口下游1km处受纳水体中的总β放射性和^{3}H浓度的监测结果参与核电厂液态流出物排放控制，应该将其纳入核电厂液态流出物监测范围。

温度监测　核电厂产生的能量中大约有2/3排放到环境中，其对环境的影响主要通过环境监测和生态调查进行评价。核电厂流出物监测中仅包括液态流出物水温监测和冷却塔散热监测，为环境影响评价提供热量排放参数。在极端高温情况下，为保护海洋生态环境，核电厂液态流出物水温监测结果应作为核电厂运行控制参数。

化学污染物监测　核电厂液态流出物中的化学污染物监测按照工业设施相关法规标准规定执行。

hedianchang qilunfadianji

核电厂汽轮发电机

(turbogenerator for nuclear power plant)　核电厂中由汽轮机驱动作为发电机运行的圆柱形转子同步电机，又称透平型发电机，它与常规火力发电厂汽轮发电机无本质区别，都是三相交流旋转电机，利用电磁感应原理将汽轮机的机械能变为电能输出。核电厂汽轮发电机见图1。

工作原理、结构及附属系统　与火力发电厂汽轮发电机相似。

见《火力发电卷》汽轮发电机。

类型　汽轮发电机按转速分有全速与半速两种。按转子磁极分有二极式和四极式两种。压水堆核电厂蒸汽参数较低，流量大，核汽轮机组通常设计成半速（1500r/min），汽轮发电机相应为四极。有的核电厂采用全速机组，此时使用的汽轮发电机为两极。

四极汽轮发电机组与同容量两极汽轮发电机组相比，在设计、制造和性能方面具有一定特点。

(1) 四极机组转子直径约为两极机组的1.5倍，但由于其磁轭厚度仅为两极机组的一半左右，定子铁芯外径只略大一些，因此两者机座外形尺寸几乎相同。

(2) 四极机组转子质量约为两极机组的2倍，定子则较轻。定子减轻的比例与转子质量增加的比例几乎相等，因而两者的总质量大致相等。

(3) 四极转子励磁会在定子铁芯上诱发八波节振动，其径向振幅等于两极机组的10%～20%。在适当选择机座自振频率和强迫振动频率以后，定子铁芯无需采用弹性支承件，其转子因纵向和横向刚度相同，无需为消除振动而开空槽。

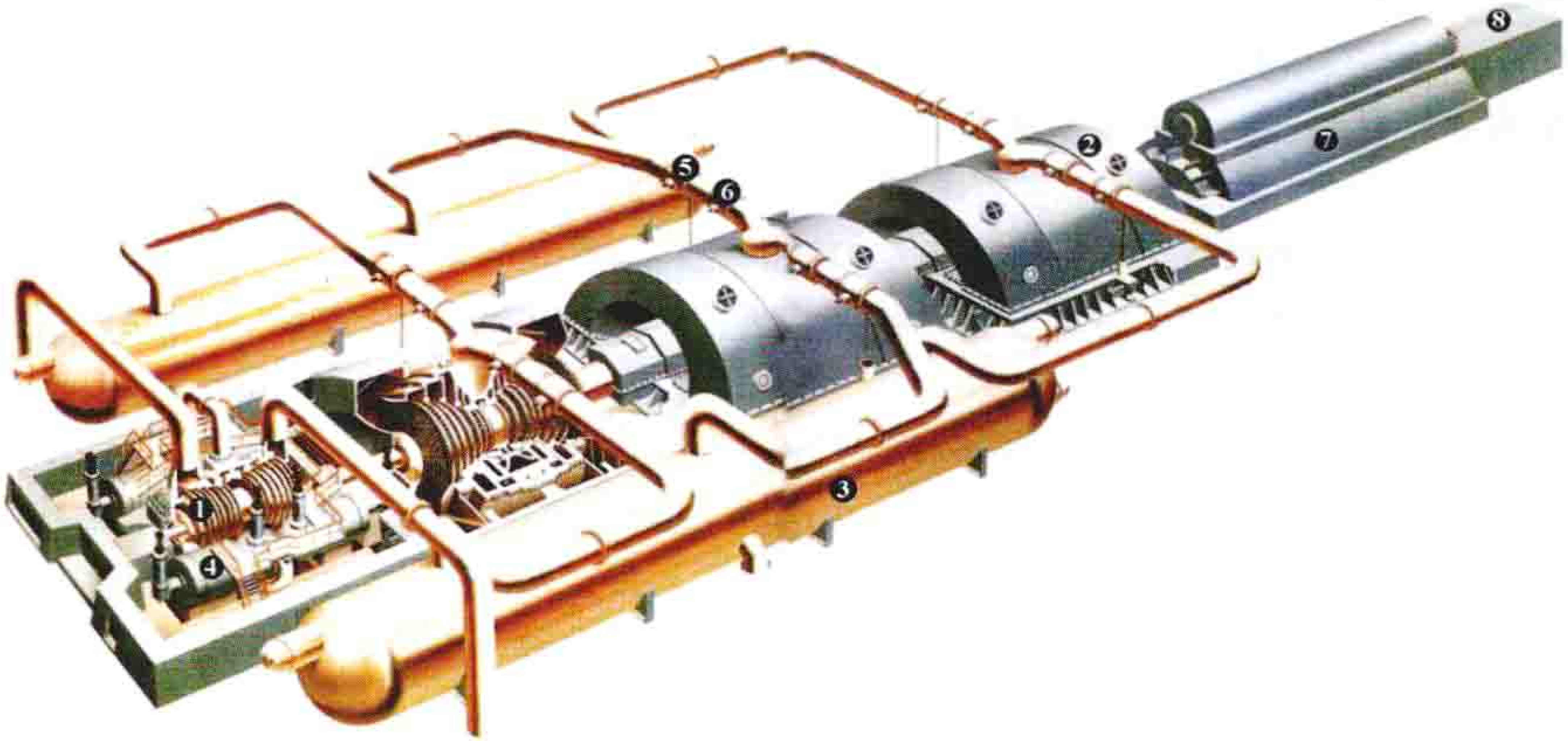


图1　核电厂汽轮发电机结构

1—高压汽轮机；2—低压汽轮机；3—湿气分离加热器；4—蒸汽室（主蒸气停止阀、蒸汽加减阀）；5—再热蒸汽停止阀；6—截断阀；7—发电机；8—励磁机

(4) 四极机组冷却方式与两极机组的无区别。因转子圆周速度较低，转子氢冷时的氢气流速可较低。除氢冷却外，

还有双水内冷和水-氢-氢冷却等方式。

(5) 在机组参数方面，两者的短路比与同步电抗差不多；四极机组的瞬态电抗和次瞬态电抗略高，瞬态电抗为0.4～0.5，次瞬态电抗为0.27～0.34。

(6) 突然短路时，四极机组作用于轴颈上的短路力矩比两极机组的要小，由于极距较短，运行和突然短路时，四极机组定子端部绕组中机械应力较两极机组的要小。

(7) 由于四极机组转子尺寸和质量均较大，使机组在加工、平衡和超速试验以及厂内外运输方面均增大了投资。

田湾核电厂装用俄罗斯生产的1000MW汽轮发电机组见图2。

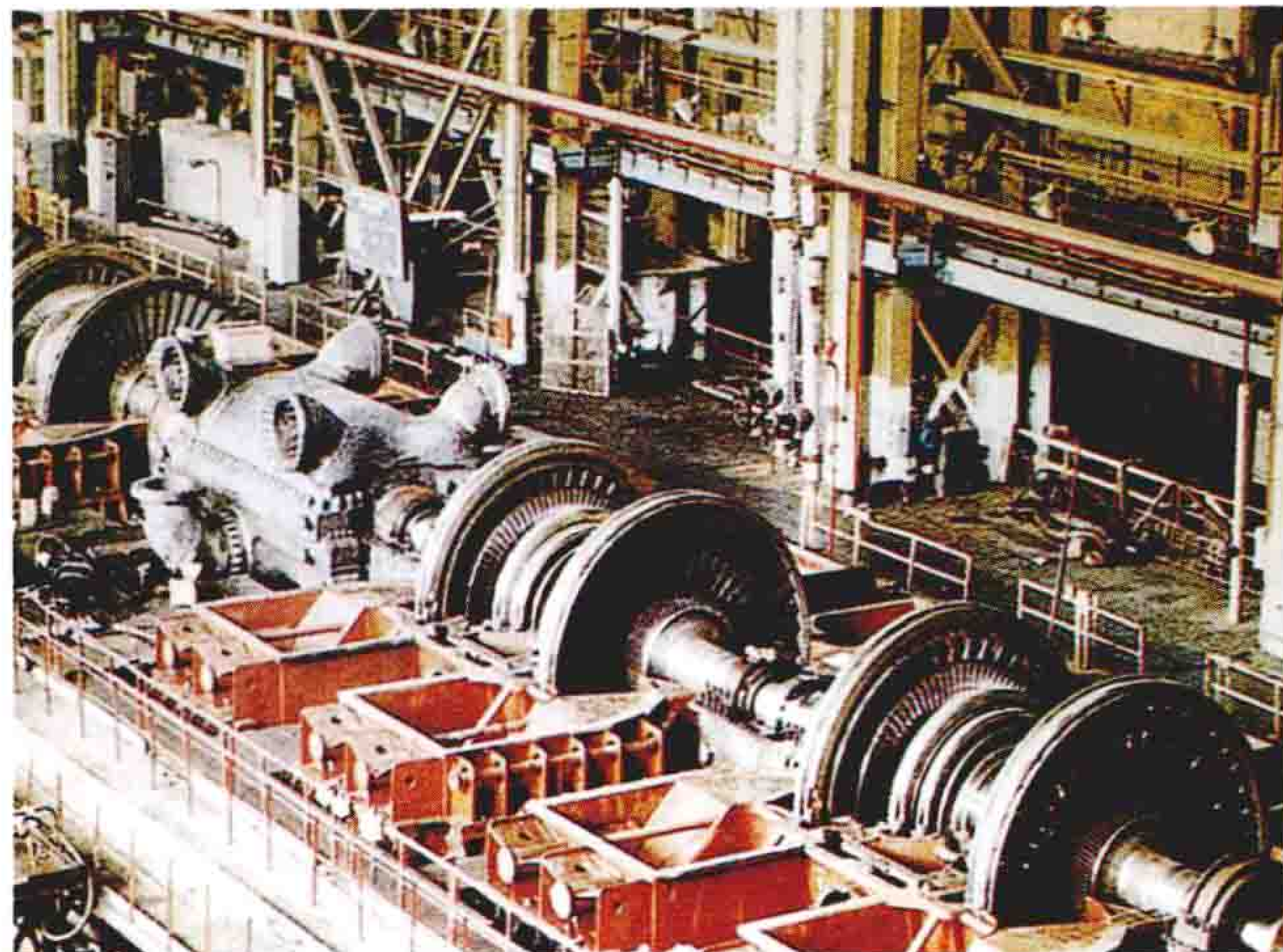


图2 田湾核电厂装用俄罗斯生产的1000MW汽轮发电机组

hedianchang ranliao guanli

核电厂燃料管理 (fuel management of nuclear power plant) 核电厂为保证在达到核燃料有效利用的同时满足核燃料完整性安全要求所进行的各项活动。核电厂必须按照HAD103/03《核电厂堆芯和燃料管理》规定，保证燃料的安全使用。燃料管理包括燃料采购管理、燃料运输及装卸管理、堆芯监督、燃耗管理、燃料包壳完整性监督和乏燃料储存管理。

燃料采购管理 包括燃料组件及其相关组件（阻力塞、可燃毒物组件等）的采购，燃料组件及其相关组件是核电厂的核心部件，它的质量好坏直接影响到核电厂的安全性和经济性。其采购必须遵循HAD003/10《核燃料组件采购、设计和职责中的质量保证》的规定，预先制定燃料组件和相关组件的设计、制造和验收技术要求。对燃料生产厂家在原材料及零部件准备、燃料组件及其相关组件加工制造等实施全过程质量监督，以确保核燃料制造质量始终处于受控状态，从而为核电厂反应堆的安全稳定运行提供可靠的核燃料保障。

燃料运输及装卸管理 包括对未辐照燃料（新燃料）和乏燃料的运输及燃料在堆芯装载与卸出的控制。未辐照燃料（新燃料）的运输一般由燃料生产厂家完全负责，按设计要求将新燃料组件装入专用的运输容器，采取缓冲和防振措施，按国家规定办理核材料运输许可证，由专业车辆运输。运输过程中接受地方环境监测部门的监测，经许可后方可通行，直至发运到核电厂，核电厂将新燃料组件储存在乏燃料储存池内与相关组件组装后以备装料。从反应堆内卸出的乏燃料由于经过辐照带有裂变产物和极强的放射性，其运输与新燃料运输情况全然不同，是用乏燃料运输容器和专用的运输工具运输，技术复杂、费用很大，必须经过国家、地方政府批准，严格按国际原子能机构（IAEA）《放射性物质安全运输规程》，在严密的控制和防护条件下从一地转送到另外一地（见乏燃料运输）。堆芯燃料组件的装卸要防止错装和跌落损伤。（见核电厂换料）

堆芯监督 对能够表征堆芯核特性的反应堆运行参数包括反应堆物理、热工、水力等重要参数进行监测、分析和评价。这些运行参数主要包括：在整个燃料循环寿期内的反应堆功率，堆芯输出热功率，反应堆冷却剂系统的温度、压力和流量，堆芯出口热电偶温度，堆芯功率分布、中子注量率及其变化率，堆芯轴向和径向功率峰值因子，冷却剂或慢化剂中的中子吸收剂或可溶性毒物浓度等，这些参数可以用来预计反应性随核燃料辐照的变化，进行燃耗计算和停堆后预测反应堆临界条件。核电厂定期向反应堆设计单位提交堆芯运行参数记录，用来评价反应堆物理特性，为换料堆芯设计提供依据。

燃耗管理 核电厂燃料的燃耗常用燃耗深度来度量，定义为单位质量的铀（铀装量，吨铀）所产生的总能量（兆瓦·日），用BU表示，其常用单位为兆瓦·日/吨(MW·d/t)。燃耗深度对核电厂的安全性和经济性有着重要的意义。燃耗越深，核电厂单位生产电量的核燃料成本越低，经济性越好。另外，燃耗越深，燃料组件辐照变形和二氧化铀熔点下降幅度越大。因此为了保证燃料芯块温度不超过二氧化铀的熔化温度，控制燃料组件辐照变形在可接受的范围内，就需要限制燃料组件的燃耗深度，即在燃料组件燃耗达到一定深度后就必须卸出堆芯不再使用，以满足核电厂最终安全分析报告对燃料组件燃耗限值的规定和保证堆芯的安全。核电厂堆芯燃耗管理主要内容包括燃料组件燃耗跟踪与计算和堆芯燃耗跟踪与统计。

燃料包壳完整性监督 为了跟踪燃料组件在核反应堆内的运行情况，核电厂需按规定频度监测反应堆一回路冷却剂系统中的放射性核素活度水平，利用检测数据来判断燃料包壳是否破损，见燃料包壳完整性监督。如果判断堆芯有燃料破损，则根据核电厂运行技术规格书规定，采取不同的运行方式和监督方式，直至停堆卸料。如果因燃料组件破损而停堆卸料，需在卸料过程中对全堆芯燃料组件进行破损检查以确定破损燃料组件，并在卸料后进一步检测破损燃料组件的破损位置和破损程度。根据燃料组件破损的程度来判断该破损燃料组件是否可继续回堆复用。回堆复用破损燃料组件需进行严格的安全评审和运行监督。

乏燃料储存管理 因辐照卸出堆芯不再回堆复用的燃料组件称乏燃料组件，压水堆的乏燃料组件都在燃料厂房的乏燃料储存池内长期存放。乏燃料储存池池水为硼水，由乏燃料储存池冷却与净化系统进行冷却和净化。重水堆的乏燃料元件也储存在乏燃料储存池进行冷却和等待衰变。对乏燃料储存池硼浓度、水温、水位，要定期监测。（见乏燃料储存池）

堆芯燃料管理通过完善和优化换料模式、选用适合的高性能燃料组件和对换料燃料富集度进行优化等的研究，以达到在确保核电厂反应堆机组安全稳定运行的前提下，提高核电厂的负荷因子和能力因子，降低核电厂的运行成本，增加核电厂反应堆机组运行的灵活性，以及满足核电厂可持续发展的需要。

hedianchang sanwei shuzihua xitong

核电厂三维数字化系统 (3D digital system of nuclear power plant) 利用计算机图形技术和数据库技术，将核电厂所有建造、调试及生产过程中运行维护的信息和知识，在核电厂设计阶段进行统一的数据规划，以结构化数据的形式和相应的数据结构保留在统一数据库中，在计算机系统中建造一个真实尺寸、真实材料和性能属性的数字化核电厂，也称为数字核电厂。这是继数字地球、数字样机、数字制造之后，将信息化技术在电力行业广泛而深入应用的又一项交叉性创新成果。它将核电厂所有设计、制造、采购、安装和调试的数据与知识延续到运行与维修的各个领域加以利用、补充和整合，直到核电厂退役。因此，数字核电厂在建设的不同阶段和领域可能会有不同的表现形式。

设计阶段 核电厂三维数字化系统是基于配置管理理论的核电厂设计和管理平台。通常应用直观的数据库表和信息化图纸，以及真实的三维设计模型来反映核电厂真实的逻辑和空间关系，结合开放的设计信息数据库来描述核电厂系统和设备的各种属性、运行工况及系统的控制逻辑，在数字核电厂中所有的图像、三维模型都应是数据库中数据的投影，保证数字核电厂模型中以数据为中心的一体化集成。所有的图纸和文件都可以数据库的投影方式保存在计算机的数据系统中，以确保数据的一致性和统一性。

依托三维数字核电厂技术，设计单位可以在设计阶段实现信息化条件下的技术状态管理，以及异地协同设计，可以大大提高设计单位的技术管控和资源管理水平，同时使得工程建造方和用户及监管方在核电厂设计阶段，就对核电厂的绝大多数性能、参数、成本、进度和质量有基本的判断和了解。

工程建设阶段 核电厂三维数字化系统是基于设计阶段数字化移交成果的工程管理系统，以及工程建造/施工方案仿真系统。在这个阶段，信息化的设计成果，包括数据库、图纸及三维模型都能够通过信息化系统实现相互的参考和引用，并允许结合工程建造的进展情况和进度，将实际的数据反馈到系统中，以实现工程建造和工程设计中间变更的闭环控制。利用已有的三维数字核电厂模型，采用虚拟现实技术，还可以对核电厂的建造和施工方案及进度计划进行仿真和模拟。这将显著地改善核电厂施工方案和进度，并降低施工风险和成本。

数字化核电厂技术在施工单位和项目管理单位将有广阔的应用前景，最重要的应用是可以实现设计单位向项目管理单位和施工单位的数字化移交，设计采购一体化及虚拟建造技术（即所谓的四维建造技术），利用三维设计成果与进度计划结合，研究项目建设方案，制定计划，跟踪项目进展等。

运行和维护阶段 核电厂三维数字化系统是基于建造阶段数字化移交成果的资产管理和维护系统。作为运行管理和维修控制的起点，三维模型将为运行和维修人员的维修管理、隔离控制、路径规划提供最方便的工具和平台。

hedianchang sheji anquan yaoqiu

核电厂设计安全要求 (safety requirements for nuclear power plant design) 核安全法规对核电厂设计的基本安全要求。这些要求涉及安全分级、设计基准、设备的可靠性、维护、设备鉴定、设备老化、优化运行人员操作、一些特殊考虑及安全分析等多方面。

(1) 必须首先确定属于安全重要物项的所有构筑物、系统和部件，包括仪表和控制软件，然后根据其安全功能和安全重要性分级。它们的设计、建造和维修必须使其质量和可靠性与这种分级相适应。(见核安全等级)

(2) 必须确定设计基准，规定核电厂的必备能力，以适应在规定的辐射防护要求范围内所确定的运行状态和核电厂设计基准事故。设计基准必须包括正常运行技术规格、假设始发事件造成的核电厂状态、安全分级、重要假设，以及在某些情况下特定的分析方法。

(3) 安全重要构筑物、系统和部件必须设计成能以足够的可靠性承受所有确定的假设始发事件。(见安全系统设计准则)

(4) 为保持安全重要构筑物、系统和部件执行功能的能力，设计必须符合：能在核电厂整个寿期内进行标定、试验、维护、修理或更换、检查和监测，以证明满足可靠性目标。核电厂布置必须便于进行这些活动，并能按照与所执行安全功能的重要性一致的要求进行，且厂区人员不致受到过量的辐照。

(5) 必须采用设备鉴定的程序来确认，安全重要物项能够在其整个设计运行寿期内满足需要起作用时的环境（如振动、温度、压力、喷射流冲击、电磁干扰、辐照、湿度或这些因素的任何可能组合）下执行其安全功能的要求。

(6) 考虑设备老化的影响，设计中必须为所有安全重要构筑物、系统和部件提供适当的裕度，以便考虑有关老化和磨损机理，以及与服役期有关的可能的性能劣化，从而保证这些构筑物、系统或部件在整个设计寿期内能够执行所必需的安全功能的能力。

(7) 优化运行人员操作，人机的界面设计必须对操纵员是友好的，并必须以限制人为差错的影响为目标。必须优化核电厂的布置和规程（管理规程、运行规程和应急规程），包括维修和检查，以利于运行人员和核电厂之间的接口。

(8) 必须对核电厂设计进行安全分析，以证明设计能满足各方面的要求。(见核电厂事故分析)

hedianchang sheji jizhun shigu

核电厂设计基准事故 (design basis accidents of nuclear power plant) 核电厂按确定的设计准则在设计中采取有针对性措施的事故工况。核电厂设计基准事故是一组有代表性的、能考验核电厂安全并经有关规章确定下来的事故集合。按照这组事故，对核电厂进行分析计算，将结果与可接受限值相对比，可以评价核电厂是否符合安全要求。

核电厂设计基准事故包括稀有事故和极限事故两类事故工况。应用得比较普遍的是美国核管制委员会（Nuclear

Regulatory Commission，NRC）颁布的安全导则1.70中列出，又经标准审查大纲加以补充说明的一组要求考虑单一故障的事故。核电厂设计基准事故按性质分为8类，见表。

核电厂设计基准事故分类

事故归类	事　　故
由二回路系统引起的排热增加	（a）给水温度降低； （b）给水流量增大； （c）蒸汽流量增大； （d）蒸汽发生器的一个卸压阀或安全阀意外开启； （e）压水堆蒸汽系统安全壳内外管道故障
由二回路系统引起的排热减少	（a）厂外负荷丧失； （b）汽轮机脱扣； （c）凝汽器真空丧失； （d）主蒸汽隔离阀关闭（沸水堆）； （e）蒸汽压力调节器故障（关闭）； （f）核电厂辅助设备的非应急交流电源丧失； （g）正常给水流量丧失； （h）压水堆安全壳内外的主给水管道破裂
反应堆冷却剂系统流量减少	（a）包括泵的脱扣和控制器失灵在内的反应堆冷却剂丧失强迫流动； （b）反应堆冷却剂泵泵轴卡死和泵轴断裂
反应性和功率分布异常	（a）控制棒组件在次临界状态或低功率起动状态下的失控抽出； （b）控制棒组件在功率运行下的失控抽出； （c）控制棒误动作（系统误动作或运行人员差错）； （d）一条不用的反应堆冷却剂环路或再循环环路在不适当温度下的起动，以及流量控制器失灵引起沸水堆堆芯流量增大； （e）化学和容积控制系统失灵（压水堆）引起反应堆冷却剂中硼浓度降低； （f）燃料组件意外装错位置和在错误位置下运行； （g）各种弹棒事故（压水堆）； （h）各种落棒事故（沸水堆）
反应堆冷却剂装量的增加	应急堆芯冷却系统意外运行和化学容积控制系统的失灵，引起反应堆冷却剂装量增加
反应堆冷却剂装量减少	（a）压水堆稳压器的一个卸压阀或沸水堆一个卸压阀的意外开启； （b）安全壳外装有反应堆冷却剂的小管线故障引起的放射后果； （c）蒸汽发生器传热管故障引起的放射后果（压水堆）； （d）安全壳外主蒸汽管线破损引起的放射后果（沸水堆）； （e）反应堆冷却剂压力边界内各种假设的管道破裂引起的失水事故
来自子系统或部件的放射性物质释放	（a）放射性废气处理系统故障； （b）放射性废液处理系统泄漏或故障（向大气释放）； （c）装盛液体的储罐破损引起的假设放射性物质释放； （d）燃料装卸事故引起的放射后果； （e）乏燃料运输容器掉落事故
未能紧急停堆的预计瞬态	

其他国家确定的设计基准事故与之相比，有一些事故的增减，也有一些工况划分上的不同，但相差不大。

核电厂设计基准事故中，有一些极限事故，因其物理过程的特点，可作为核电厂事故的典型例子。这些事故是主蒸汽管道破裂事故、主给水管道破裂事故、反应堆冷却剂泵泵轴卡死及泵轴断裂事故、控制棒弹出事故、蒸汽发生器传热管破裂事故、大破口失水事故、小破口失水事故、未能停堆的预期运行瞬变。

主蒸汽管道破裂事故　主蒸汽管道发生破裂后，与破损管道相连接的蒸汽发生器内的二次侧水将汽化成蒸汽，从破口喷出。蒸汽流量开始很大，可达额定功率下蒸汽流量的好几倍，以后随着蒸汽发生器内压力的降低而逐渐减小。一回路向二回路导热的增加，使一回路冷却剂的压力与温度迅速降低。由于慢化剂具有负温度反应性系数的特性，温度下降将对堆芯引入正反应性。事故发生后，由于保护系统动作，控制棒下插，使反应堆具有一定的停堆深度。慢化剂温度下降引入的正反应性将使停堆深度变浅，甚至使反应堆重返临界，堆功率升高。这种事故可能带来三方面的危害：①因局部热负荷过大，损坏堆芯燃料元件，由于在控制棒下插状态下，功率不均匀系数很大，增加了堆芯损坏的可能性；②向环境释放放射性物质；③大量的二次冷却剂带着热量进入安全壳，使安全壳内压力升高，危及安全壳的完整性。为抵御主蒸汽管道破裂事故，要求核电厂一回路有较大的热容量；控制棒下插时有较大的停堆深度；具有注入硼溶液的能力，以引入负反应性；在蒸汽发生器蒸汽管嘴处设置限流器，以减小管道破裂时的蒸汽流量。

主给水管道破裂事故　二回路系统引起的排热减少类事故（失去热阱事故）中最严重的一种，属Ⅳ类工况（极限事故）。蒸汽发生器与给水止回阀之间管道出现破口，使主给水中断，蒸汽发生器内的二次侧水通过破口不断排出。事故初期，因停堆的作用，一回路温度和压力下降。随后，受损蒸汽发生器传热管裸露，一次侧向二次侧传热恶化，使反应堆冷却剂温度和压力迅速升高。为避免反应堆冷却剂系统压力边界和反应堆堆芯遭到破坏，并尽可能防止一回路整体沸腾，核电厂应提供适当的停堆保护，适时提供足量的辅助给水，稳压器的释放阀和安全阀也要设计得具有足够容量。

反应堆冷却剂泵泵轴卡死事故及反应堆冷却剂泵泵轴断裂事故　一台反应堆冷却剂泵的泵轴瞬时卡死或断裂，将使堆芯冷却剂流量迅速下降，系统温度、压力升高。为防止燃料元件因冷却恶化而损坏，要求保护系统控制棒能迅速下插，降低堆功率及元件表面的热负荷，使事故得到缓解。这两种事故是对核电厂控制棒动作速度的最严格的考验。如果反应堆冷却剂系统能有较大的惯性流量（主泵轴上装有转动惯量较大的飞轮）或堆芯有较小的功率不均匀系数，也可使事故变得较为缓和。这一事故过程时间很短，一般在5s以内即出现包壳温度的峰值。此外，核电厂系统还应具有自然循环能力，使在事故后期能带走衰变热。泵轴卡死事故中，冷却剂管道内形成很大的阻力，流量迅速下降；泵轴断裂事故发生几秒以后，受损环路内形成较大的反向流量，从而减小堆芯流量。因而，这两种事故相比，泵轴卡死事故较为严重，但在停堆较晚的情况下，泵轴断裂事故也有可能会变得更严重。

控制棒弹出事故　简称弹棒事故。控制棒驱动机构密封壳套发生破裂，反应堆压力容器内外巨大的压差可把插入堆芯的控制棒迅速弹出，快速地对堆芯引入正反应性，使核功率激增，同时也使堆芯功率分布很不均匀，出现一个很高的局部功率峰。在事故开始的短时间内，功率激增产生的大部分热量储存在二氧化铀燃料芯块内部。燃料芯块温度升高而熔化，并释放出气体，在燃料棒内部形成高压，可能使燃料元件瞬时爆裂。元件爆裂后，燃料芯块碎粒把热量迅速传输给冷却剂，使部分冷却剂中能量积聚过量，于是热能转变为机械能，形成很强的冲击波，可能损坏堆芯和一回路。热量传递至元件包壳，可造成部分包壳表面发生偏离泡核沸腾，并继而使包壳达到脆性温度，影响堆芯的完整性。热量传送至冷却剂，可使系统内压力和温度上升，形成一回路的压力高峰，冲击压力边界的完整性。为防止及缓和弹棒事故，应保证控制棒驱动机构密封壳套设计及加工可靠，要求控制棒在堆内合理布置，减少单组控制棒的反应性价值，改善堆芯功率分布，必要时还应限制功率运行时控制棒的插入深度。

蒸汽发生器传热管破裂事故　传热管破裂出现破口后，一次侧冷却剂通过破口进入二次侧，这是一种特殊的小破口反应堆冷却剂丧失事故。由于破口面积小，高压安全注射可以弥补一回路的喷放流量，使堆芯不会裸露，保持得到冷却的状态。蒸汽发生器二次侧压力上升后，将从释放阀及安全阀排出蒸汽和水，并向环境排出放射性物质。蒸汽发生器水位逐渐升高，最后满溢，水从释放阀及安全阀流出。这样，会损坏阀门，诱发阀门卡在开启位置，水进入蒸汽管道又可造成蒸汽管道受到过大的负荷而损坏或破裂，形成更严重的事故。为避免蒸汽发生器满溢，缓解事故，操纵员必须及时地利用完好蒸汽发生器导出一回路热量，起动稳压器喷淋系统及打开释放阀使一回路减压，并在适当条件下关闭高压安全注射及破损蒸汽发生器的辅助给水系统，以中止破损蒸汽发生器一次侧向二次侧排放及二次侧向大气排放。蒸汽发生器传热管破裂事故，在国际核电史上已发生多起，成为发生频率最高的极限事故。各核电国家正在研究措施，降低它的发生频率，并试行将此事故列为稀有事故，更严格地限制事故后的放射性物质释放。

大破口失水事故　以假想的冷管段双端剪切断裂为始发事件。过程可分为喷放、再灌水、再淹没及长期冷却四个阶段。①喷放阶段。最初为欠热卸压过程，破口处冷却剂迅速排出，使系统压力在几十毫秒内降到最高温度流体对应的饱和压力，猛烈的压力释放会形成卸压波在压力容器内传播，有可能使压力容器内的结构发生变形。此后，系统进入饱和卸压阶段，卸压速率变缓，堆芯区域出现空泡，引入负反应性，将中止裂变过程，使堆功率降至衰变功率水平。由于堆芯冷却剂流量大大下降，停滞或倒流，堆芯元件表面将发生偏离泡核沸腾，传热恶化，引起燃料元件内蓄热再分布，元件包壳温度突然上升，形成事故过程中第一个峰值。在喷放阶段，应急堆芯注射的冷却剂（主要由安全注射箱注入），因受下降段环形通道中蒸汽和水逆向流动的影响，不能通过下降段达到下腔室，而被蒸汽流夹带到破口流出，该现象称为旁通现象。喷放阶段大致持续 10～30s。②再灌水阶段。当一次冷却剂系统与安全壳之间的压力差减至很小时，破口流量减小，应急堆芯冷却剂克服上升蒸汽夹带力而到达下腔室，使压力容器水位开始上升，即开始了再灌水阶段，此阶段结束于水位到达堆芯底端之时。安全注射箱与低压注射系统同时向压力容器内注水，安全注射箱排空后，低压注射系统继续工作。在此阶段，堆芯是完全裸露的，燃料棒除靠热辐射和蒸汽自然对流以外，没有别的冷却方式。高温下元件包壳锆合金同蒸汽的反应又成为一个可观的附加热源，燃料元件的温度很快上升。③再淹没阶段。冷却水进入堆芯后就被加热，开始沸腾，由强烈的沸腾产生的蒸汽，夹带着相当数量的水滴，向上通过堆芯，为堆芯高温部分提供初始冷却。随着包壳温度的上升，冷却效果越来越好，包壳温度达到第二峰值后开始下降。当包壳温度下降到足够低时，冷却剂即可再湿润包壳表面，包壳温度急骤下降（骤冷）。当整个堆芯被骤冷，且水位最终升到堆芯顶端时，认为再淹没阶段结束。这个过程大约于破口发生后 1～2min 完成。④长期冷却阶段。再淹没阶段结束后，低压注射系统继续运行，换料水箱接近排空时，低压注射泵的进口转接到安全壳地坑，即转入应急堆芯冷却的再循环阶段。长期冷却应维持很长时间，对于大型压水堆，在停堆一个月后，仍然还会有几兆瓦的衰变热功率。

热管段大破口失水事故　由于在喷放阶段堆芯流量没有滞止而没有应急冷却水的旁通现象，过程现象的严重性比冷管段破口轻得多。

小破口失水事故　以冷管段破口较为严重，与大破口失水事故相比，主要特点为：系统内汽相与液相的分离及蒸汽发生器导出热量对过程起重大影响。事故初期，有短暂欠热喷放卸压阶段。当系统压力降至最高局部饱和压力时，进入饱和卸压阶段，由于蒸汽发生器继续带走热量及通过破口质量的损失，系统压力继续降低。喷放过程进展较为缓慢，冷却剂保持热力学平衡状态。当一回路减压造成其温度接近二回路温度时，从一回路导出的热量减少，一回路系统的压力和温度出现暂时的稳定。在此时间内压力容器的水位一直下降，并往往发生水封现象。水封现象是指积存在主泵入口处弯段内的水，阻止了上腔室内蒸汽经热管段及蒸汽发生器传热管从冷管段破口排出，上腔室内较高的压力将冷却剂从堆芯挤出，形成部分堆芯裸露而升温。上腔室与冷管段之间压差继续增大，可使水封清除，上腔室得到减压，堆芯水位回升，燃料元件淹没。水封清除一次或数次之后，系统压力下降，安全注射箱开始注水，堆芯水位迅速上升，燃料元件淹没，过程进入长期冷却阶段。在小破口失水事故中，包壳峰值温度取决于元件裸露的早晚及裸露期的长短。破口较大，元件裸露较早，但裸露期短；破口较小则反之。因而存在一个一定尺寸的破口，将使包壳温度达到最大值，事故分析时应找出这一破口尺寸。小破口失水事故期间，如主泵保持运行，有助于事故的缓解，但此时泵内强烈的汽蚀现象，将危及主泵功能的保持。核安全监管机构规定，失水事故期间必须停止主泵，在经过一定研究工作之后，此规定有可能修改。

未能停堆的预期运行瞬变　核电厂发生预期运行瞬变，参数偏离正常运行限值而要求停堆时，停堆失效造成的事故。它的初因事件一般是一些二次系统导出热量减少事件，其中以丧失正常给水及失去非应急交流电源最有代表性。这种事故最突出的特点是反应堆冷却剂系统升温升压，特别是

当蒸汽发生器蒸干后，升温升压尤为剧烈，系统设计不好，会造成一次系统超压。系统升温后产生空泡，引入负反应性，可使事故受到一定的限制。这种假想事故可考验核电厂的稳压器释放阀及安全阀的设计容量、稳压器波动管的位置、反应堆第二停堆系统的性能，以及事故情况下的操作规程。此外，美国及其他一些国家的核电管理当局还要求核电厂设置未能停堆的预期运行瞬变缓解系统起动线路。当核电厂发生未能停堆的预期瞬变时，此线路独立地触发辅助给水投入及汽轮机停机两种功能。这两种功能都能抑制一次冷却剂系统的升温升压过程，使事故得到一定缓解。

三里岛核电厂事故之前，在事故分析上，通常把大破口失水事故等同为设计基准事故或最大可信事故，认为这一事故代表了对核电厂最严重的考验，如能经受这一事故，也就能经受其他一切事故。这种做法是片面的。

设计基准事故的内容还在继续发展。概率安全分析方法的应用，为设计基准事故的选择与分类提供了科学的手段，严重事故研究指出了设计基准事故作为评价标准的不足。有些国家已尝试把一些发生频率较高的多重故障导致的事故也列入安全分析报告中必须分析的事故清单之中。

参考书目

NRC. Regulatory Guide 1.70. Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants. Washington: NRC, 1978.

NRC. Standard Review Plan. Washington: NRC, NUREG-0800, 2007.

hedianchang shiti baowei

核电厂实体保卫 (physical protection of nuclear power plant) 为防止入侵者盗窃、抢劫、破坏、非法转移核材料，以及蓄意破坏核电厂重要设备所采取的措施和方法。通过核电厂实体保卫，最大限度地减少可能导致的放射性物质释放而危害公众和环境。核电厂实体保卫系统由人防、技防和物防组成，按照法规标准设计，具备探测、延迟和响应功能。

组成 核电厂人防是核电厂实体保卫的中枢，是响应力量的重要组成，包括：①健全的保卫组织机构；②明确的职责分工；③足够的保卫力量；④保卫和保密制度；⑤演习和处置程序；⑥人员审查和培训；⑦系统测试和维护；⑧质量保证。人防与技防、物防相结合，最终处理核电厂的保卫事件。核电厂技防和核电厂物防是技术防范措施、实体屏障与出入口控制的组合，核电厂根据保卫范围和厂址情况合理使用各种技术手段和措施实现探测与延迟功能。技防和物防包含在完整的核电厂实体保卫系统中。核电厂实体保卫通过合理地组织和建立人防、技防和物防系统，最终实现对其重要设备和核材料的安全保卫。

核电厂实体保卫具体组成如下：

(1) 保卫分区。核电厂保卫区域分为控制区、保护区、要害区及要害部位，控制区为核电厂控制区实体屏障至保护区实体屏障之间的区域，保护区为保护区实体屏障至要害区实体屏障之间的区域，要害区为要害区实体屏障之内的区域，要害区内的个别重要厂房和设备定为要害部位。核电厂的保护目标分别设置在三个区内，各区之间设置出入口控制系统。

(2) 实体屏障。核电厂划定不同区域、控制人员和车辆出入、阻止和延迟入侵者闯入的延迟和威慑装置。核电厂控制区设单层栅栏型实体屏障，保护区设双层栅栏型实体屏障，要害区可采用栅栏或坚固的墙体为实体屏障。屏障下方的涵洞或管沟应以钢筋格栅阻隔，见图。



核电厂保护区周界

(3) 警卫与守护。根据核电厂实体保卫等级配置的警卫力量，他们由武警、保安和保卫人员组成，且须通过严格培训和考核，配备必要的装备和通信手段，执行厂区、出入口、要害部位的值勤、警戒和巡逻任务。当发生突发事件时，及时报告，迅速阻击、追踪及追捕入侵者。

(4) 出入口控制。核电厂控制人员、车辆和物品进出核设施各保卫区域的通道，分为人员、车辆、应急出入口以及临时出入口。通过出入口控制系统，有效地识别和控制人员、车辆、物品的出入。基本功能包括：①提供有效屏障；②满足正常和应急情况下人员和车辆的通行；③安全检查；④报警和通信；⑤分区分级控制；⑥记录人员和车辆出入信息。

(5) 周界探测与报警复核。核电厂在保护区、要害区及要害部位安装的各类探测器对非法入侵的人员和车辆进行探测，及对报警信号进行复核。

(6) 视频监控。核电厂在安装入侵报警系统的部位同时安装的电视监控系统。能在发出报警信号的同时联动该系统，对报警部位作实时复核。对视频监控系统的基本要求是：①在任何自然条件下都能正常运行；②图像应能覆盖到整个受保护的区域；③图像质量应清晰，可以辨认出入侵者的基本特征；④在发生系统失效、受外界搅扰时，迅速发出报警信号。

(7) 保卫控制中心。核电厂安全保卫信息的汇集和集成管理平台，由受过培训并通过考核的警卫人员昼夜值勤。装备有：计算机控制台和显示面板，声、光及胁迫报警装置，有线和无线通信装置，电源状态显示、切换装置及备用电源。基本功能包括：①对声、光报警信号立即觉察，并显示出报警部位；②在接收报警信号的同时，联动视频复核、录像及打印设备；③在实体保卫系统部件、线路出现故障时可及时觉察，并显示出故障部位；④记录各出入口人员和车辆进出的信息，在发现异常时，立即指令各出入口采取应急措施。

(8) 供电与照明。核电厂为实体保卫系统提供的不间断供电系统和照明设备的辅助系统。

(9) 保卫通信。为保卫主管部门、保卫控制中心、巡逻人员、岗哨和消防部门之间提供快捷、通畅的有线和无线通信手段。

(10) 巡更。核电厂巡逻人员按事先编制或随机调整的程序，通过信息识读器或其他方式，对巡逻人员实时状况及巡更点的信息进行监督、记录。

功能 核电厂实体保卫功能包括探测、延迟和响应。

(1) 探测。目的是发现和判断一项或多项发生或正在发生的未予授权的公开或秘密的行动。探测活动除由各类探测器完成外，还可由警卫、工作人员、固定岗哨、巡逻人员完成。探测过程由以下行动组成：①探测异常事件并引发报警；②报告报警信息并显示；③由人分析信息并判断报警是否有效，排除噪扰报警或误报警。核电厂实体保卫的探测还包括出入口控制。其有效性通常用探测概率、噪扰报警率和易失效性表示。

(2) 延迟。使入侵过程变缓慢的手段，它依靠实体屏障、门、锁及其他的延迟器件来实现，固定的且保护起来的警卫也能起到延迟作用。延迟有效性的量度是被探知后的入侵者避开或突破某个延迟设备所需的时间。

(3) 响应。保卫力量采取的用于阻止入侵者破坏行动得逞的各种快速行动组合。响应包括截住和制止两部分。截住是指响应力量到达能使入侵者开始停止行动的部位，制止是在入侵者达到破坏目标前使其停止行动。它的有效性量度是响应力量的战斗能力。核电厂实体保卫系统必须在小于入侵者完成其破坏行动所需时间内实现这三项功能。

设计原则 核电厂实体保卫应按以下原则进行设计。

(1) 制定设计基准威胁。国家权威部门提出的针对某类*核设施*可能的潜在犯罪威胁和犯罪能力的假设。设计基准威胁的用途有：①作为设计实体保卫系统时针对的敌情；②评价已运行系统功能的基准；③保证实体保卫系统满足法规的要求。核电厂的设计基准威胁在报呈国家主管部门审批后，方可作为设计依据。

(2) 实行分级分区保护。核电厂根据保护目标的重要程度和潜在风险等级，对实体保卫按照一级防护等级进行设计和分区保卫，核电厂分为控制区、保护区、要害区及要害部位，三个区按纵深防御原则进行布局，保护措施由外到内逐区加强和严密。

(3) 系统的完整性、可靠性和有效性。首先考虑系统的有效性、完整性和可靠性，其次是设备的先进性，一般采用比较成熟的技术。实体保卫系统的各组成部分应构成一体且相互补充，不留漏洞，即保持其完整性。各组成部分的运行正常、能发挥预定功能，即为其有效性。

(4) 体现纵深防御和均衡防护。纵深防御是指核电厂实体保卫系统采用多重实体屏障、多种技术手段和探测技术使入侵者必须依次避开或突破系统的保护器件和实体屏障。均衡防护即对保护目标的保护措施尽量做到平衡，使所有可能的入侵路径具有等同的防范效果。

(5) 同时设计、施工和运行。指核电厂实体保卫系统应与其主体工程同时设计、同时施工和同时运行。

参考书目

Objective and Essential Elements of A State'S Nuclear Security Regime. IAEA Nuclear Security Series No. 20.

Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities. IAEA Nuclear Security Series No. 13.

Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants Against Sabotage. IAEA Nuclear Security Series No. 4.

hedianchang shigu

核电厂事故 (accidents of nuclear power plant)
核电厂设计基准事故和严重事故的统称。核电厂状态分为运行状态和事故工况两大类。事故工况又分为设计基准事故（包括稀有事故和极限事故）和超设计基准事故（包括严重事故）。(见*核电厂状态分类*)

设计基准事故 核电厂按确定的设计准则在设计中采取有针对性措施的事故工况。(见*核电厂设计基准事故*)

严重事故 严重性超过设计基准事故并造成堆芯明显恶化的事故。(见*核电厂严重事故*)

核电厂事件分级 以统一的用语向公众快速报道核设施事件严重性的一种手段。(见*核电厂事件分级*)

事故处理 为使核电厂恢复到受控状态或安全状态并减轻事故后果而采取的一系列阶段性行动，其顺序为：①事故序列在发展中但尚未超出核电厂设计基准的阶段；②发生超设计基准事故，但堆芯尚未损坏的阶段；③堆芯损坏后的阶段。

hedianchang shigu fenxi

核电厂事故分析 (accident analysis for nuclear power plant) 研究核电厂可能发生事故的种类及发生频率，确定事故发生后系统的响应及预计事故的进程，评价各种安全设施及安全屏障的有效性，研究各项因素及操纵员干预对事故进程的影响，估计事故情况下核电厂的*放射性物质释放量*及计算工作人员与居民所受的辐射剂量。

在核电厂设计过程中，事故分析用于选取停堆保护信号，确定停堆参数整定值和停堆延迟时间，确定缓解事故的*专设安全设施*的参数。核电厂事故分析涉及*反应堆物理*、热工水力、控制、运行设备的可靠性及*辐射防护*等各个方面，对评价核电厂安全具有重要意义。

核电厂事故分析采用确定论及概率论方法，这两种方法相辅相成。结合运用这两种方法，有助于在核电工程中达到较高的安全水平。*核电厂设计基准事故*的分析，以确定论方法为主；*核电厂严重事故*的分析，两种方法并用，侧重于概率论方法。(见*确定论安全分析*、*概率论安全分析*)

确定论分析与概率论分析均以计算机及分析程序作为分析工具。应用的计算机程序、分析方法和核电厂模型必须加以验证和确认，并必须考虑各种不确定性。

在安全分析的基础上，能制定和确认安全重要物项的设计基准，论证所设计的核电厂能够满足各类核电厂状态下放射性释放的所有规定限值和潜在的辐射剂量的可接受限值，并论证纵深防御已起到作用，也可为制定应急计划提供依据。

hedianchang shijian fenji

核电厂事件分级 (nuclear power plant event scale)
以协调一致的用语迅速向公众通报有关核与辐射事件严重性的一种手段。通过将事件正确定级，容易使核技术界、

新闻界和公众之间达到共同理解。

国际原子能机构（IAEA）和经济合作与发展组织核能机构（OECD/NEA）在1990年编制了《国际核事件分级表》，于2012年出版了修正版。在修正版中分级表提供了对所有有关核与辐射事件应用的指导，该表改名为《国际核与辐射事件分级表》。为了使民用核设施事件的定级和评定工作与国际核事件定级和评定工作接轨，中国也采用《国际核与辐射事件分级表》。

分级表将事件分为7级：1～3级称为事件；4～7级称为事故。安全上无重要意义的事件则定为分级表以下/0级。对于在核与辐射安全方面没有相关性的事件，分级表不对它进行定级。

为向公众通报事件，核与辐射事件分级表的每个级别用一句明确的短语来描述。按严重的程度递增排列，它们是：异常（1级）、一般事件（2级）、重大事件（3级）、影响范围有限的事故（4级）、影响范围较大的事故（5级）、重大事故（6级）和特大事故（7级）。分级表中每增加一级，事件的严重程度将增加大约一个数量级（即分级表是对数性质的）。

对于事件的考虑来自人和环境、设施的放射性屏障和控制、纵深防御三个方面的影响。事件的最终定级需要考虑三个方面相应得出的级别，取这三个方面最高的级别，即为事件的级别，见表。

国际核与辐射事件分级表

描述和核与辐射事件分级表级别	人和环境	设施的放射性屏障和控制	纵深防御	实例
特大事故 7级	放射性物质大量释放（数量上，等效放射性超过10^{16}Bq^{131}I），具有大范围健康和环境影响，要求实施所计划的和长期的应对措施			1986苏联切尔诺贝利核电厂事故，2011日本福岛核电厂事故
重大事故 6级	放射性物质明显释放（数量上，等效放射性相当于10^{15}～10^{16}Bq^{131}I），可能要求实施计划的应对措施			1957年苏联基斯迪姆后处理装置（现属俄罗斯）事故
影响范围较大的事故 5级	（1）放射性物质有限释放（数量上，等效放射性相当于10^{14}～10^{15}Bq^{131}I），可能要求实施部分所计划的应对措施。 （2）辐射造成多人死亡	（1）反应堆堆芯受到严重损坏。 （2）放射性物质在设施范围内大量释放，公众受到明显照射的概率高，其发生原因可能是重大临界事故或火灾		1957年英国温茨凯反应堆事故，1979年美国三里岛核电厂事故
影响范围有限的事故 4级	（1）放射性物质少量释放，除需要局部地区采取食物控制外，不太可能要求实施所计划的应对措施。 （2）至少有1人死于辐射	（1）燃料熔化或损坏造成堆芯放射性总量释放超过0.1%。 （2）放射性物质在设施范围内明显释放，公众受到明显照射的概率高		1973年英国温茨凯尔后处理装置事故，1980年法国圣洛郎核电厂事故，1983年阿根廷布宜诺斯艾利斯临界装置事故
重大事件 3级	（1）辐射剂量超过工作人员法定年限值的10倍。 （2）辐射造成非致命确定性健康效应（如烧伤）	（1）工作区中的辐射剂量率超过1Sv/h。 （2）设计中预期之外的区域内严重污染，公众受到明显辐射照射的概率低	（1）核电厂接近发生事故，安全措施全部失效。 （2）高活度密封源丢失或被盗。 （3）高活度密封源错误交付，并且没有准备好适当的辐射事故应急程序来进行处理	1989年西班牙范德略斯核电厂事件
一般事件 2级	（1）一名公众成员的辐射剂量超过10mSv。 （2）一名工作人员的辐射剂量超过法定年限值	（1）工作区中的辐射剂量率超过50mSv/h。 （2）设计中预期之外的区域内设施受到明显污染	（1）安全措施明显失效，但无实际后果。 （2）发现无监管的高活度密封源、器件或运输货包，但安全措施保持完好	
异常 1级	一名公众成员受到过量照射，超过法定限值		（1）安全部件发生少量问题，但纵深防御仍然有效。 （2）低放放射源、装置或运输货包丢失或被盗	
安全上无重要意义（分级表以下/0级）				

参考书目

IAEA INES. The International Nuclear Event Scale User's Manual. Vienna：IAEA，2009.

hedianchang shifang yuanxiang

核电厂释放源项 (source term released from nuclear power plant) 核电厂在正常运行期间或发生事故时，释入环境的放射性物质的物理化学形态、数量、组分、释放率随时间的变化、释放几何特征等。核电厂释放源项通常可分为常规释放源项和事故释放源项两类。常规释放源项是核电厂进行常规环境评价、环境监测与管理的依据，事故释放源项则是核电厂事故管理和应急计划的基础。确定核电厂释放源项的方法主要有三种：①根据核电厂状况通过计算获得；②根据核电厂流出物监测结果估算；③根据环境监测数据反推。

核电厂释放源项的表征需要多种参量，如核素种类及其数量，释放时间（起始、持续时间），释放率随时间的变化，释放几何特征（高度、安全壳破口尺寸等）和载带热量，其中关键的参量为核素种类及其数量（排放量）等。

核电厂反应堆内放射性核素的组成有裂变产物、锕系元素和活化产物。裂变产物是重核裂变过程产生的子体，裂变产物中包括近40种元素、约200种不同的核素，质量数为85～105及130～150的核素产额较高，裂变产物是事故源项中重点关注的物质。锕系元素是^{238}U连续俘获中子所形成的超铀元素，重要的锕系元素包括钚^{238}Pu、^{239}Pu、^{240}Pu、^{241}Pu、^{242}Pu、锔^{242}Cm和^{244}Cm。活化产物是主系统结构材料和主冷却剂原子吸收中子后形成的，以溶解或悬浮态存在于主冷却剂中。主冷却剂中的腐蚀产物经过堆芯时也会被活化。

常规释放源项 常规运行状态下放射性流出物的排放量。核电厂运行状态是正常运行和预计运行事件两类状态的统称。根据GB 6249—2011《核电厂环境辐射防护规定》和GB 14587—2010《核电厂放射性液态流出物排放技术要求》，中国热功率为3000MW的反应堆流出物年排放总量控制值见表1。

表1 中国热功率为3000MW的反应堆流出物年排放总量控制值（Bq/年）

项目	放射性物质	轻水堆	重水堆
气载放射性流出物	惰性气体	6×10^{14}	
	碘	2×10^{10}	
	粒子(半衰期≥8天)	5×10^{10}	
	碳14	7×10^{11}	1.6×10^{12}
	氚	1.5×10^{13}	4.5×10^{14}
液态放射性流出物	氚	7.5×10^{13}	3.5×10^{14}
	碳14	1.5×10^{11}	2×10^{11}（除氚外）
	其余核素	5.0×10^{10}	

事故释放源项 核电厂在事故工况（指比预计运行事件更严重的工况，包括核电厂设计基准事故和核电厂严重事故）下的放射性物质释放量。

历史上实际发生的、有影响的核电厂严重事故有3起：美国三里岛核电厂事故、苏联切尔诺贝利核电厂事故和日本福岛核电厂事故。1979年3月28日美国三里岛核电厂事故、1986年4月26日苏联切尔诺贝利核电厂事故的大气释放源项分别见表2和表3。日本核安全委员会评估了2011年3月11日发生在日本福岛第一核电厂事故向大气释放部分核素的总量：^{131}I为1.5×10^{17}Bq，^{137}Cs为1.2×10^{16}Bq。

表2 三里岛核电厂事故放射性释放量

放射性核素	释放量（Bq）		
	从燃料元件释放量	进入安全壳和汽轮机厂房空气中的量	进入大气环境的量
^{85}Kr	1.69×10^{17}～2.52×10^{17}	1.02×10^{17}～1.5×10^{17}	1.02×10^{16}～1.51×10^{16}
^{133}Xe	2.18×10^{18}～3.54×10^{18}	1.31×10^{18}～2.12×10^{18}	1.31×10^{17}～2.12×10^{17}
^{131}I	9.84×10^{17}～1.32×10^{18}	6.89×10^{13}～9.24×10^{13}	1.38×10^{7}～1.85×10^{7}
^{137}Cs	1.395×10^{16}～1.86×10^{16}	—	0
^{90}Sr	$>2.32\times10^{14}$	—	0
^{140}Ba	5.20×10^{15}～1.04×10^{16}	—	

表3 切尔诺贝利核电厂事故放射性释放量估算值

	放射性核素	半衰期	释放量（Bq）
惰性气体	^{85}Kr	10.72年	3.3×10^{16}
	^{133}Xe	5.25天	6.5×10^{18}
挥发性元素	^{129m}Te	33.6天	2.4×10^{17}
	^{132}Te	3.26天	约1.15×10^{18}
	^{131}I	8.04天	约1.76×10^{18}
	^{134}Cs	2.06年	约4.7×10^{16}
	^{136}Cs	13.1天	3.6×10^{16}
	^{137}Cs	30.0年	约8.5×10^{16}
中等挥发性元素	^{89}Sr	50.5天	约1.15×10^{17}
	^{90}Sr	29.12年	约1×10^{16}
	^{103}Ru	39.3天	$>1.68\times10^{17}$
	^{106}Ru	368天	$>7.3\times10^{16}$
	^{140}Ba	12.7天	2.4×10^{17}
难熔元素（包括燃料颗粒）	^{95}Zr	64.0天	8.4×10^{16}
	^{99}Mo	2.75天	$>7.2\times10^{16}$
	^{141}Ce	32.5天	8.4×10^{16}
	^{144}Ce	284天	约5×10^{16}
	^{239}Np	2.35天	4×10^{17}
	^{238}Pu	87.74年	1.5×10^{13}
	^{239}Pu	24 065年	1.3×10^{13}
	^{240}Pu	6537年	1.8×10^{13}
	^{241}Pu	14.4年	约2.6×10^{15}
	^{242}Pu	376 000年	4×10^{10}
	^{242}Cm	18.1年	4×10^{14}

数据来源：联合国原子辐射影响科学委员会2008年报告。

hedianchang shouci zhuangliao pizhunshu

核电厂首次装料批准书 (initial fuel loading permit for nuclear power plant) 见核安全许可证制度。

hedianchang shouqi guanli

核电厂寿期管理 (life management of nuclear power plant) 为使机组寿期达到设计预期寿期或得到延长而对核电厂关键部件和构筑物的老化或失效进行跟踪、监测、评价等一系列活动。其具体步骤是：根据主设备供货商及设计单位的技术文件和运行经验反馈，筛选出影响机组寿期的关键部件和构筑物；针对这些关键部件和构筑物的老化或失效机理制订并实施运行全寿期内的各种监测和评价计划；从工程、运行和维修各方面采取措施使机组寿期达到设计预期寿期或得到延长，为核电厂执照更新提供证明文件。寿期管理要达到：使机组的运行业绩和安全维持在可接受水平；机组运行业绩、维修等措施所花费的代价和系统、构筑物及部件的服务寿期三者的综合效果是最佳的；使核电厂全寿期内的投资回报最大。核电厂寿期管理内容包括反应堆压力容器脆性失效的监督和评定、反应堆冷却剂系统部件疲劳损伤的监督和评定、蒸汽发生器的寿期管理、安全壳寿期的评定。

反应堆压力容器脆性失效的监督和评定 国际核工业界普遍认为反应堆压力容器是不可更换的，它的失效也即为核电厂寿期的终结。反应堆压力容器钢材长期在快中子辐照下会脆化，这将可能导致压力容器在运行状态下脆性断裂（见反应堆材料辐照效应和反应堆压力容器材料）。核蒸汽供应系统的供货商在最终安全分析报告和压力容器出厂文件中给出的资料有：压力容器母材和焊缝的材质成分、工艺参数，按规范取样测得的初始无延性转变温度 RT_{NDT} 和根据辐照试验预期的无延性转变温度升高值 ΔRT^{E}_{NDT} 与快中子注量的关系。核电厂据此向国家核安全监管机构申请运行许可年限。核电厂还制定监督计划，定期从堆内取出辐照监督管，送往专门的热实验室，对已在堆内辐照不同年限的压力容器母材和焊缝样品做力学性能试验并测定对应的快中子注量，从而得到按监督计划实测的不同运行年限无延性转变温度升高值 ΔRT^{M}_{NDT}。辐照监督管取出的年限分为第 4、7、9、14 年，按它们所处位置的中子注量率水平推算，大致相当压力容器壁经历 11.5、21、27、40.6 年的中子辐照效应。根据这些实测值 ΔRT^{M}_{NDT} 与快中子注量的关系评定反应堆压力容器的预期寿期，并报国家核安全监管机构。（见压水堆本体及无延性转变温度）

反应堆冷却剂系统部件疲劳损伤的监督和评定 核蒸汽供应系统供货商依据热工水力瞬态分析和结构力学分析在设计文件中给出了反应堆冷却剂系统的部件在核电厂寿期内承受各种典型瞬态的限值。核电厂将按供货商推荐的典型瞬态说明文件，从调试开始即建立瞬态统计制度和方法。瞬态统计结果由核电厂技术支持部门作初步整理分析，并定期公布，促使核电厂有关人员努力避免不该发生的对疲劳损伤有重要影响的异常瞬态。瞬态统计结果一般还要委托专门的设计研究部门作进一步分析，计算部件疲劳寿命，判明薄弱部件，提出加强监督和改进措施。国外某些核电厂已发生数起由于管道疲劳裂纹而导致冷却剂泄漏的事故。

蒸汽发生器的寿期管理 世界上压水堆运行历史显示，蒸汽发生器往往不能与核电厂同寿期，其传热管材 Inconel-600 具有一定程度的应力腐蚀敏感性，结构不合理造成的流致振动和二次侧支撑板腐蚀导致对传热管的压缩作用等也会造成传热管破坏。为了避免具有放射性物质的冷却剂通过二回路安全阀漏向环境，凡通过在役检查发现传热管减薄到原厚度的某一限值时（一般为 40%），将实施堵管。堵管将使传热面积减少，如一次侧温度不提高，蒸汽发生器出口的蒸汽压力将下降。此外，一次侧流通面积的减少也会使反应堆流量下降，这样就会使核电厂的经济指标和堆芯的安全裕量下降。核电厂技术部门必须对堵管的影响做出评价。当传热管的堵管裕量（一般 10%）被耗尽，堵管对经济性和安全性的影响被评定为不可接受时，一般要采取更换蒸汽发生器的措施。为延长蒸汽发生器的寿命，除供货商改进结构设计、选材和工艺外，核电厂营运单位还要努力改善二回路水质和定期进行二次侧清洗。

安全壳寿期的评定 大多数核电厂的安全壳为预应力混凝土结构，在预应力张拉完成后，绝大多数张拉的钢索和钢管之间将灌注凝固性介质予以固定。在施工完成后，该种结构的预应力将会有一定程度的应力松弛，一般经历 5 年将趋于稳定。为此核电厂将在预应力张拉完成后，监测少量没有灌注凝固物的钢索，观测其张力的变化并评价安全壳定期强度试验的结果，以证实安全壳的预应力在核电厂寿期内维持有效。（见安全壳完整性监督）

hedianchang shuzihua yikong xitong

核电厂数字化仪控系统 (digital instrumentation and control system of nuclear power plant) 以分散控制系统为基础，广泛采用计算机技术、网络通信技术、数字化图形显示技术，一体化实现核电厂监测、控制和保护功能的仪控系统的总称。这里所提到的分散控制系统，就是通常所说的计算机分散控制集中管理系统（DCS 系统）。

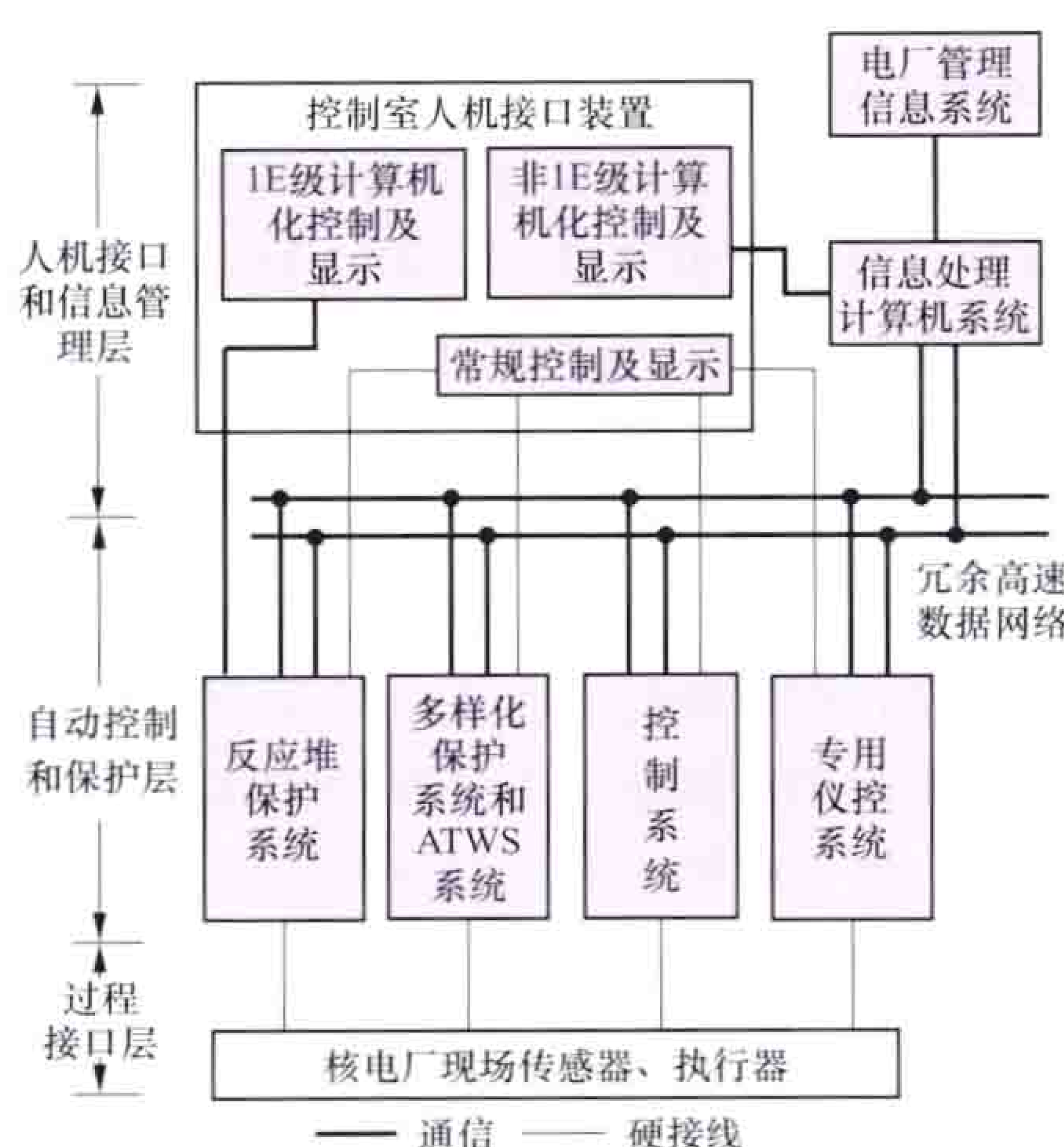
技术特点 ①以分散式控制系统为核心实施对整个电厂的监测、控制和保护。②采用光纤的多路信息传输系统和高速数据通信网络，保证信息传输的可靠性和实时性，减少电磁干扰对计算机系统的影响。③采用大屏幕及操纵员工作站，通过触摸屏、键盘、鼠标、跟踪球等操纵器，以接受操纵人员的操作指令。④提供操纵员支持系统，包括操作、事故分析指导等。

核电厂数字化仪控系统与基于模拟电路和逻辑电路的常规系统相比，在控制参数、测量元件及执行机构等方面基本一致。但核电厂数字化仪控系统的优越性在于：①以计算机图形化工作站作为主要的监测和控制手段，改善了人机接口的人因工程设计，使操纵员能够对各种运行工况和瞬态工况准确判断、迅速决策、有效执行，有利于核电厂的安全和经济运行。②具备强大的数据传输和处理能力，能够进行复杂的运算和控制。③广泛采用冗余技术，系统的可用性和可靠性得到提高。④具有较完备的故障自动检测和定位能力，支持模件的在线更换，具有更好的可维护性。⑤利用通信技术在系统内进行信号传输，现场总线和远程 I/O 技术也在一些场合得到应用，使设备布置优化，电缆使用量减少，利用光纤进行数据传输还提高了系统的抗干扰能力和隔离性能。⑥采用标准化和模块化的设备，减少了备品备件的种类和数量。

世界上首批采用数字化仪控系统的核电厂有法国的 Chooz B N4 型压水堆核电厂和英国的 Sizewell B 压水堆核电厂。日本柏崎·刈羽核电厂 6、7 号先进沸水堆（ABWR）

核电机组也采用了数字化仪控系统。中国采用数字化仪控系统的田湾核电厂、岭澳核电厂二期已分别于2007、2011年正式投运，新建的M310、EPR和AP1000型压水堆核电厂全部采用数字化仪控系统。

总体结构 根据分散控制、集中操作、分层管理的设计思想，核电厂数字化仪控系统总体结构可分为过程接口层、自动控制和保护层、人机接口和信息管理层三个层次(见图)。



核电厂数字化仪控系统总体结构

过程接口层 核电厂数字化仪控系统的最底层，主要功能为检测工艺参数，接受自动控制和保护层指令，控制工艺过程。由现场传感器及执行器接口设备组成。

自动控制和保护层 主要功能为过程接口层信号的采集和处理，并上传至人机接口和信息管理层；执行控制算法运算，联锁和保护逻辑处理，接受人机接口和信息管理层手动控制指令，并将最终指令下达至过程接口层。主要由处理器、各种类型的输入输出模件及通信网络设备组成。该层各处理器之间，以及与人机接口和信息管理层之间主要通过网络通信进行信息交换，通常采用光纤作为传输介质。在一些核电厂数字化仪控系统结构设计中，网络通信也做一个独立的层次来考虑。

人机接口和信息管理层 主要功能为信息支持、诊断、工艺信息和操纵员动作的记录，以及通过操纵设备对机组进行控制。主要包括主控制室、辅助控制点、技术支援中心等处的人机接口设备，如操纵员站、大屏幕、工程师站、服务器，以及一些常规监测和控制设备等。该层通过网关提供与核电厂管理信息系统、应急指挥中心等的通信接口，信息的传输通常是单方向的。

基本组成 不同堆型核电厂数字化仪控系统的具体组成各不相同，但基本上均可分为数字化反应堆保护系统、多样化保护系统和（或）预期瞬态未紧急停堆（ATWS）保护系统、数字化控制系统、数字化专用仪控系统、信息处理计算机系统、控制室人机接口装置等主要部分。

数字化反应堆保护系统 基本结构见反应堆保护装置。

数字化反应堆保护系统的主要特点有：①每个冗余通道均配置一套基于微处理器的子系统，彼此之间独立运行。通过处理器实现信号的采集和定值比较、符合、驱动控制等主要保护逻辑。不同处理器间通常采用点对点光纤通信的方式进行信号的交换，并通过单向通信，设置缓冲器等机制保证处理器彼此之间的通信独立性。保护系统通过网关等隔离措施，采用光纤通信，将数据传输到核电厂数字化控制系统和信息处理计算机系统。②处理器和通信网络具有确定性，无论在何种工况下，处理器和通信网络负荷均保持稳定，保证处理保护功能所需的最大响应时间不超过规定限值。③具有比较完备的自动测试和诊断能力，连续在线监测系统的硬件和软件状态，一旦探测到故障，能够通过模件面板灯、工程师站、操纵员站等人机接口向运行和维护人员发出故障提示信息，并将故障定位到模件级。可以替代部分保护系统定期试验功能。④采用成熟、高可靠性、通过核级鉴定的产品。⑤除按照保护系统的设计要求，采用多通道冗余设计外，还利用了计算机自身的冗余技术，诸如冗余处理器、故障容错网络等。

数字化反应堆保护系统的可靠性相当程度上取决于软件的可靠性。在数字化反应堆保护系统的软件设计上除了充分利用软件工程上的成功经验外，如使用高级语言编程、自顶向下的设计方法、模块化的结构、标准化的经过鉴定的模块程序等，还应在软件生命周期过程中进行独立的验证与确认。（见软件的验证与确认）

数字化反应堆保护系统由于具有快速的计算能力，能实现对反应堆堆芯偏离泡核沸腾比（DNBR）和堆芯线功率密度（LPD）的实时计算，以实现对最终危及堆芯安全的这两个参数的直接保护，从而提高反应堆的出力和可利用率。

多样化保护系统和（或）预期瞬态未紧急停堆保护系统（ATWS） 具体结构和功能见多样化保护系统和预期瞬态未紧急停堆保护系统（ATWS）。与模拟电路系统相比，计算机软件的设计更为复杂，容易发生设计错误，而且难以通过测试手段识别。软件故障本质上是系统性的，如果由于编程阶段的拷贝、调用等原因，某一软件故障或缺陷存在于计算机化保护系统的多个冗余序列，就可能产生整个保护系统的软件共模故障。多样化保护系统和预期瞬态未紧急停堆保护系统（ATWS）采用与数字化反应堆保护系统不同的软硬件设备来实现后备保护功能，并与数字化反应堆保护系统实现实体分隔和电气隔离，能够有效降低由于保护系统软件共模故障带来的安全风险。

数字化控制系统 执行核电厂正常运行所需的监控功能，包括反应堆控制（见压水堆控制、沸水堆控制、重水堆控制、高温气冷堆控制、钠冷快中子增殖堆控制），汽轮发电机组、辅助系统、电气系统、部分BOP系统的控制和监视。

在新建核电厂中，数字化控制系统更多地采用一体化设计方案，将主要控制系统功能纳入统一的分散式控制系统平台下实现。在一些核电厂中，汽轮发电机组的监控采用另外一套分散式控制系统，与主系统之间通过网关通信和硬接线输入输出的方式进行信息交换。

由于分散式控制系统具有控制分散、风险分散的结构特点，不同的处理器可以不依赖于上层系统独立运行，并通过高速数据通信网络在处理器之间，以及与上层系统之间实施信息交换。通过在不同处理器上对核电厂控制功能进行合理分配，可以提高各个处理器功能的独立性，降低数字化控制系统故障对核电厂可用性的影响，也可提高整个系统的性能。

数字化控制系统采用了分散式控制系统的冗余技术，普遍采用冗余处理器、冗余电源模件、单一故障容错网络的典型配置，对于一些重要控制回路，还采用了冗余的输入输出模件。数字化控制系统网络通常采用标准的通信协议，并提供标准、开放的通信接口。

为了提高系统的可靠性，每个处理器均连续执行诊断测试程序，以检验处理器、输入输出模件、网络设备等是否正常的执行功能。一旦发现故障，除自动实现冗余设备间的切换外，还将故障信息通过网络传输到工程师站和信息处理计算机系统，提醒运行和维护人员注意。

分散式控制系统软件除对过程信号本身进行监测和处理外，还具备一定的判别信号质量的能力。当信号质量为坏时，根据预先编写的程序，系统可以自动选择比较保守的控制策略。

在新建核电项目中，远程I/O和现场总线技术也在逐渐得到应用，可优化系统布置，节省电缆，提高信号传输的抗干扰能力，降低现场设备维护的工作量。

数字化专用仪控系统　包括核功率测量系统、堆芯测量系统、棒控和棒位指示系统、松脱部件检测系统、反应堆与堆内构件振动监测系统、辐射监测系统、地震仪表系统等。数字化专用仪控系统功能相对独立单一，通常采用专用的信息处理计算机系统，利用计算机软件完成信号的处理、计算和分析。专用系统通过网络通信或硬接线输入输出方式与核电厂分散式控制系统交换信号。

信息处理计算机系统　见核电厂信息处理计算机系统。

控制室人机接口装置　随着计算机的应用，主控制室人机接口的设计采用了全新观念。主控制室的布置由传统的以系统为基础的设计转向以功能为基础的设计；主控制室的信息显示、报警、控制将更趋向于智能化，利用专家系统的原理开发各种操纵员支持系统，协助操纵员及时做出正确的判断和处理；在设备上将以计算机化工作站、大屏幕以及由键盘、跟踪球、触摸屏组成的操纵器为主要人机接口手段；同时辅以少量的常规开关、按钮、指示仪、记录仪等。常规监控设备在不同的核电厂中有不同的应用，或是用于关键设备和功能的手动控制，或是作为计算机化保护系统的多样化控制和指示手段，或是作为计算机化人机接口的后备。

参考书目

Modernization of instrumentation and control in nuclear power plants. IAEA-TECDOC-1016. VIENNA：IAEA，1998.

Modern Instrumentation and Control for Nuclear Power Plants：A Guidebook IAEA TECHNICAL REPORTS SERIES No. 387. VIENNA：IAEA，1999.

hedianchang shuihuaxue

核电厂水化学　（water chemistry of nuclear power plant）　研究核电厂系统内水、汽的品质问题以及与之相关的材料腐蚀、辐射化学等问题的一门综合性学科。其基本任务是控制水、汽等流体的品质，有效减缓材料的腐蚀，降低工作人员的受照射剂量。主要研究内容包括核电厂一回路水化学、核电厂二回路水化学、核电厂水处理和净化系统、沸水堆冷却剂化学、重水堆冷却剂化学。

核电厂一回路水化学　核电厂一回路的水，作为反应堆的慢化剂或冷却剂，对反应堆结构材料和核燃料包壳材料的完整性有重要影响作用。不良的水化学控制会引起或加剧反应堆结构材料和核燃料包壳材料的腐蚀，导致设备损坏，以及在反应堆主、辅系统内放射性活度增加，构成放射性危害。因此，控制一回路水质指标以降低材料腐蚀速率，研究在强辐射条件下水的辐射化学并有效降低水的放射化学，是核电厂一回路水化学管理的主要任务。

一回路水质指标　主要包括一回路水质调节参数、引起腐蚀的有害杂质指标、形成结垢沉积的杂质指标三类。

（1）一回路水质调节参数。包括一回路水中的pH值及pH值调节药剂的浓度，为抑制水中溶解氧而添加的溶解氢（或氨）的浓度等。

核电厂一回路管道和设备结构材料主要是不锈钢和镍基合金，偏碱性的水质可以提高材料的耐腐蚀性，典型的压水堆核电厂一般采用氢氧化锂（高纯^{7}LiOH）来调节提高pH值。合适的pH值控制不仅可以减少材料的腐蚀，而且可以降低一回路腐蚀产物向堆芯迁移的速率，减少腐蚀产物受辐照活化而转化放射性腐蚀产物，达到降低一回路系统的放射性活度，有效降低工作人员的受照射剂量的目的。压水堆核电厂通常用硼酸作为中子吸收剂加入反应堆冷却剂以控制反应性，由于硼酸水溶液呈弱酸性，因此需要在冷却剂中注入一定量的氢氧化锂来控制pH值。在燃料循环寿期内一回路冷却剂的pH值取决于硼酸和氢氧化锂的浓度，称为硼锂协调控制，硼浓度取决于反应堆的反应性控制，pH值控制则由调节锂浓度来实现，压水堆核电厂一般控制pH值（300℃）范围为6.9～7.4。重水堆核电厂则通过锂浓度控制使一回路pH值（25℃）在10.2～10.8；也有采用其他碱来控制pH值的核电机组，俄罗斯压水堆核电机组则一般通过平衡碱浓度（钾＋锂＋钠）与硼浓度协调来实现pH值控制。

由于一回路水受中子和γ射线辐照会分解产生氧，氧会增加不锈钢等材质的腐蚀。核电厂通常在一回路加入氢气来抑制水的辐照分解，消除运行环境中的氧。俄罗斯压水堆核电机组采用向一回路加氨，通过氨的辐照分解产生氢气，从而达到消除氧的目的。

（2）引起腐蚀的有害杂质指标。引起腐蚀的有害杂质包括溶解氧、氟、氯、硫酸根等，一回路水中这些杂质的存在会引起结构材料的腐蚀，因此尽可能要去除，将其控制在限值以内。在反应堆起动阶段，可以通过加入联氨除氧，一般要求溶解氧浓度小于0.1mg/kg；通过控制补水中的杂质和净化系统去除水中的杂质离子来实现杂质控制目标。

（3）形成结垢沉积的杂质指标。形成结垢沉积的杂质包括二氧化硅、铝、钙、镁等，这些杂质的存在会在热交换表面特别是燃料包壳表面结垢沉积，影响热传导效率，并会引起垢下腐蚀，因此也要尽可能去除，将其控制在限值以内。通过控制补水中的杂质含量及净化系统净化可以实现这些杂质的控制目标。

水的辐射化学　在中子和γ射线辐照下，水与水中杂质会发生辐射分解反应和辐射合成反应。辐照过程引起水的电离和激发，生成中间产物自由基。自由基之间、自由基和水分子之间发生一系列反应，最终产物是氢、氧和过氧化氢等。辐射分解产生的氧性质活泼，会加速反应堆材料的腐蚀，需要在一回路水中注入适量的氢（或可以产生氢的物质），在射线作用下氢与氧复合为水。

水的放射化学　处于堆芯的核燃料、结构材料、包壳材料、水和水中杂质都处于强中子辐射下，会发生各种核反应，产生放射性核素。这些放射性产物会形成辐射场，对核电厂工作人员造成辐照剂量。在水中的放射性产物主要有水的辐

射感生产物、裂变产物、活化腐蚀产物和水中活化杂质四类。

（1）水的辐射感生产物。水本身受中子辐照所产生的感生放射性反应主要是^{16}O（n，p）^{16}N，产生的^{16}N的放射性很强，量很大，是反应堆一回路屏蔽设计要考虑的主要因素。但其半衰期短，只有7s，不易在冷却剂中积累，在停堆后可以不考虑其放射性影响。

（2）裂变产物。^{235}U裂变产物有几十种放射性核素，若燃料包壳破损，会造成裂变产物逸出，使整个一回路的放射性水平升高，影响核电厂的运行和维修。核电厂通常关注的裂变产物（及其衰变产物）主要有裂变气体（如^{133}Xe、^{135}Xe、^{138}Xe、^{85}Kr、^{88}Kr等）、易挥发性裂变产物［如^{131}I、^{133}I等放射性碘同位素（见核素）］及挥发性相对低的裂变产物（如^{137}Cs、^{90}Sr、^{140}Ba、^{144}Ce、$^{149}S_m$等）。

（3）活化腐蚀产物。不锈钢和镍基合金的主要成分是铁、镍和铬，它们的腐蚀产物经中子辐射产生放射性核素，成为腐蚀活化产物。大部分腐蚀活化产物半衰期比较长，会形成放射性物质积累，是核电厂工作人员受到辐照的主要因素。各个核电厂的特征腐蚀产物核素不尽相同，这与其一回路及其辅助系统的结构材料有关。核电厂常见活化腐蚀产物及其产生途径包括$^{58}Ni(n, p)$、^{58}Co、$^{59}Co(n, \gamma)$、^{60}Co、$^{58}Fe(n, \gamma)$、^{59}Fe、$^{54}Fe(n, p)$、^{54}Mn、$^{50}Cr(n, \gamma)$、^{51}Cr、$^{109}Ag(n, \gamma)$、^{110m}Ag等。

（4）水中活化杂质。补给水中的杂质进入一回路后受辐照活化产生的放射性核素，如气体杂质氩、离子杂质钠和钾等，常见的核反应有$^{40}Ar(n, \gamma)$、^{41}Ar、$^{23}Na(n, \gamma)$、^{24}Na、$^{27}Al(n, \alpha)$、^{24}Na、$^{41}K(n, \gamma)$、^{42}K等。

核电厂二回路水化学 二回路水化学问题与常规蒸汽动力装置的大致相似，主要是控制二回路给水、蒸汽发生器二次侧的水质和蒸汽品质，其主要任务是维护蒸汽发生器安全运行，减少二回路水、汽系统设备的腐蚀和汽轮机叶片的积垢。

蒸汽发生器传热管是压水堆一、二回路之间的压力边界。早期的传热管材曾用不锈钢，在有氯离子时，在传热管的高应力区易产生应力腐蚀，导致传热管破裂。在早期二回路水化学采用磷酸盐水处理时，在管板表面滞流区和支承板管孔区容易形成沉积并引起垢下腐蚀，缝隙中浓缩的磷酸盐会导致腐蚀。后来，蒸汽发生器传热管的材质和二回路水处理方式都有了很大改进。大多数核电厂采用镍基合金作为蒸汽发生器传热管材料，常用的有Inconel-600、Inconel-690和Incoloy-800等，这些材料有较好的抗腐蚀能力。二回路水处理改用全挥发处理，即在给水系统中添加pH值控制剂如氨或吗啉或其他有机胺类，并添加联氨用于除氧和降低蒸汽发生器内的氧化还原电位，保持蒸汽发生器二回路侧全挥发性化学环境，减少管板表面沉积的淤渣。

二回路水化学控制主要是尽可能减少杂质的引入和控制合适的pH值。因此对补水水质要求较高，防止杂质进入在蒸汽发生器内浓缩引起腐蚀，特别是要注意加强对凝汽器传热管的泄漏的监测。对用海水冷却的核电厂，凝汽器传热管最好用钛管，并设置凝结水精处理系统用于净化水质。为了减少汽轮机叶片和阀门上的沉积物，对二氧化硅等杂质也要进行严格控制。为了降低二回路水汽系统的腐蚀速率，特别是降低碳钢材料的流体加速腐蚀现象，在二回路凝结水或给水系统添加氨或者有机胺类来提高pH值，一般pH值（25℃）控制在9.4以上，具体根据各核电厂使用的pH值控制剂以及凝结水精处理系统运行状况而定。广泛使用的pH值控制剂有二乙醇胺、吗啉和氨等。

核电厂水处理和净化系统 为了保证核电厂系统水质和对废液进行处理，核电厂一般都设置了相应的水处理和净化系统。常见的净化系统有：除盐水生产系统，通过过滤、反渗透、离子交换除盐、电渗析等净化方法生产出电厂用纯水；一回路水质净化系统，如压水堆常见的化学和容积控制系统，设置了精密过滤器和除盐床来净化水质；二回路的凝结水精处理系统，用于净化二回路水质，并在凝汽器传热管发生泄漏时可以保证蒸汽发生器给水水质。核电厂生产过程中会产生废液，核电厂设置了废液处理系统，通过脱气、过滤、蒸发、除盐等水处理手段，使处理后的废液满足国家环境排放的标准和要求。

沸水堆冷却剂化学 沸水堆冷却剂的水质指标，除了pH值、电导率及溶解氧、氯离子和悬浮物含量之外，还有二氧化硅含量。二氧化硅具有挥发性，在蒸汽中的含量取决于水相pH值和蒸汽压力。限制冷却剂中二氧化硅的含量，可以避免二氧化硅经蒸汽在汽轮机叶片和阀门上沉积。

重水堆冷却剂化学 重水作为慢化剂，价格昂贵，要求系统和设备密封性良好。少量泄漏的重水，需要收集、处理和复用。同时要防止轻水漏入重水而使重水浓度降低。重水的水质指标，除了pH值、电导率、溶解氧和氯离子浓度外，还有保持重水浓度不低于99.7%的指标。

hedianchang tiaoshi

核电厂调试 (commissioning of nuclear power plant)

使安装好的核电厂部件和系统运转并验证其性能是否符合设计要求和有关准则的过程。核电厂调试包括反应堆装载核燃料前的无核反应试验和装料后的有核反应试验。核电厂调试是整个工程建设四大阶段（核电厂设计、设备制造、建筑安装和调试）之一，是核电厂投入正式商业运行前的最后一个重要阶段，目的是全面检查和验证核电厂的设计、设备制造和建筑安装质量，确认其功能满足设计要求和使用要求，以便使核电厂能在设计规定的运行工况下安全运行，同时通过调试培训核电厂运行、维修和生产管理人员。

《核电厂调试大纲》由核电建设业主编制，必须经国家核安全局审评批准后作为调试的纲领性文件执行。

调试管理模式 主要有专业承包商、专业承包商与业主联合及业主承担调试等不同模式，根据核电工程不同的业主，不同的合同模式，可以采用不同的调试管理模式。不论采用何种模式，应保证尽可能使未来的运行和维修人员参与调试过程，以积累经验，并验证各种规程。一般，在核电厂投入商业运行之前所有活动的计划和协调的责任在调试机构，但从装料开始，由核电厂营运单位担负起核安全最终责任。中国秦山核电厂、秦山第二核电厂和大亚湾核电厂都是由业主承担调试，岭澳核电厂二期工程就是由中广核工程有限公司负责调试。

调试阶段划分 以反应堆核燃料的装载为界划分为两个大的阶段：装料之前的调试属于运行前试验阶段，从装料开始到机组商业运行之前的调试归入初始起动试验阶段。这两个大的阶段又可分若干分阶段。HAD103/02《核电厂调试

程序》对调试阶段的划分为A、B、C三个阶段。大亚湾核电厂、秦山第二核电厂调试阶段划分为Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ三个阶段，与核安全导则的划分稍有差别，但基本一致，其对应关系见表。

调试阶段划分

<table>
<tr><td rowspan="3">调试阶段</td><td colspan="4">A阶段
预运行试验</td><td colspan="4">B阶段
装料、临界和低功率试验</td><td colspan="5">C阶段
功率试验</td></tr>
<tr><td colspan="2">A1</td><td colspan="2">A2</td><td colspan="2">B1</td><td>B2</td><td>B3</td><td>C1</td><td>C2</td><td>C3</td><td>C4</td><td>C5</td></tr>
<tr><td colspan="2">冷态
功能试验</td><td colspan="2">热态
功能试验</td><td colspan="2">装料与
次临界试验</td><td>起动到
初始临界</td><td>低功率
试验</td><td>10% P_N</td><td>25% P_N</td><td>50% P_N</td><td>75% P_N</td><td>100% P_N</td></tr>
<tr><td>阶段Ⅰ
初步试验</td><td colspan="4">阶段Ⅱ
核蒸汽供给系统功能试验</td><td colspan="9">阶段Ⅲ
初始起动试验</td></tr>
<tr><td rowspan="2">各系统
独立试验</td><td>Ⅱ-1</td><td>Ⅱ-2</td><td>Ⅱ-3</td><td>Ⅱ-4</td><td>Ⅲ-1</td><td>Ⅲ-2</td><td colspan="5">Ⅲ-3</td><td colspan="2">Ⅲ-4</td></tr>
<tr><td>冷态功能试验</td><td>热态试验准备</td><td>热态功能试验</td><td>装料准备</td><td>堆芯首次装料</td><td>临界前试验</td><td colspan="5">首次临界与低功率试验</td><td colspan="2">功率提升试验</td></tr>
</table>

核电厂调试分阶段进行，是为了便于对调试活动进行管理、控制和协调。每个阶段都要完成预定的试验任务。在每一阶段实施试验之前，先要对上一阶段的试验结果进行评价和审查，并通过核查确认该阶段的先决条件已经满足，才允许进行这一阶段的试验，从而确保调试活动的顺利开展。

压水堆核电厂的调试过程，见核电厂调试试验。

调试组织机构　由负责建造的单位组建包括设计、采购、工程建造、调试和运行在内的调试组织机构，明确其职责和接口关系。调试组织一般分为建造组、调试组和运行组，在调试阶段，这三个组织通常由调试委员会统一领导和协调。建造组由设计、设备采购、施工管理和安装单位的人员组成，负责将安装完成的系统、设备向调试移交，处理调试中发生发现的设计、设备和安装问题，为调试提供技术支持和服务。调试组（调试队）由调试组组长（队长）、调试管理人员和负责核岛、常规岛（包括配套设施）工艺系统、机械、电气、仪表、控制、物理、化学等方面调试的专业人员组成，全面负责调试的组织起动和实施工作。运行组由营运（运行）单位的运行、维修等生产人员组成，负责调试过程中运行操作和设备维护，验证运行规程，按规程进行异常和事故处理等。

调试准备　在进入调试阶段之前要进行必要的准备工作，包括：①调试组织准备。策划和建立调试组织机构。②调试人员准备。按调试岗位需求招聘人员，制定培训大纲对调试人员进行培训，包括基本授权培训和调试授权培训。基本授权培训侧重安全知识和防护技能，调试授权培训侧重专业知识和调试技能，在考核合格后才能给予相应的资格授权。③调试文件准备。包括收集设计、设备等资料，编写调试大纲、制定调试进度计划，编写试验程序等文件。④调试物资准备。包括调试仪器仪表、工器具、备品备件、消耗品和临时设施等必要物资的准备。

调试管理　通过明确参与调试的各机构和人员的责任，按规定的要求和流程对调试活动所进行的控制和协调。调试工作要遵循核安全法规和调试质量保证大纲的要求，制定调试管理程序以明确定义各种接口关系、工作过程和责任分工，把对调试活动的各方面（包括调试单位内部质量控制和外部关系准则）进行管理的原则、方法、步骤都纳入调试管理程序，构成严密的调试管理体系，确保调试活动按照“安全第一、质量第一”的原则，以及按质量、进度、投资三大控制的要求顺利实施，从而达到调试管理的目的。调试管理的具体内容包括：调试组织与管理，调试人员培训和授权管理，参与调试的单位、部门之间的接口管理，尤其是安装与调试、调试与运行之间的移交管理，调试计划管理，试验准备和实施管理，调试文件管理，调试期间的修改和变更管理，系统和设备的维护保养和缺陷管理，调试物资管理，调试安全与质量管理等。调试期间的一些其他工作，如辐射防护、放射性废物储存与排放、应急等可按照相应的核电厂生产管理程序执行。

调试阶段的质量控制和核安全监督　为了保证调试质量和调试期间的核安全，就必须对调试进行质量控制和核安全监督。质量控制的内容包括：①所有参与调试活动的单位和人员都具有相应的资格，直接参与调试试验和操作的人员已得到相应的授权；②所有调试活动和试验的实施能遵照有关的管理程序和调试规程，包括文件准备、试验条件检查、试验实施和试验参数的记录及试验数据的收集等；③用于测量和对在线仪表进行标定的仪器仪表已事先进行标定，并在有效期内；④在开始新的子阶段试验之前，应按规定程序组织检查或评价上一子阶段试验结果和新的子阶段试验的先决条件，经审批后方可开始；⑤在调试管理文件中应对有关调试试验结果的审评组织、审评方法、审评程序以及验收文件做出明确的规定以确保审查的有效性。

核电厂调试除了要接受安全质量部门和业主的检查监督外，国家核安全局（包括监督站）对调试活动实施全面的监督，包括：审查认可机组调试大纲，对调试大纲的实施情况分阶段审查，在完成前阶段调试试验所得结果的评价和检查并确认已实现了全部目标要求之后，才允许进行下一阶段的调试试验工作，对试验项目的实施实行记录确认和现场见证。

hediancháng tiaoshi shiyan

核电厂调试试验　(nuclear power plant commissioning tests)　对核电厂已安装完毕的部件和系统进行各种检

查、测量和试运转，以验证其性能符合设计要求的活动。全部调试试验必须按照批准的书面程序执行，以使调试能安全和有效地进行。核电厂调试试验的具体内容和要求，见冷态功能试验，热态功能试验，装料、临界和低功率试验及功率运行试验。

试验具备的条件　主要包括：①调试组织和调试管理已作好安排、人员已经过培训并符合资格要求；②有关的构筑物、系统和部件已按照设计要求的技术条件安装完毕，证明质量符合要求，并由安装向调试移交；③调试试验所需要的电气、机械设备已经过检查，试验用的仪表已经过标定并在有效期之内；④调试所需的备品备件、工器具、材料及临时设施已准备齐全；⑤对验收的系统与设备管理、运行维护和检修等已作好安排；⑥所有与试验有关的调试文件已制定并通过审查批准；⑦工业安全、消防、辐射防护、急救及通信联络等设备器材和措施已准备就绪。

试验的实施　试验由试验负责人组织实施，重大试验要建立一定规模的试验组织，编制风险控制预案，确保在不危及安全的情况下进行试验。试验前，安装试验仪器仪表、临时设施，调整设备运行状态等，试验实施必须严格按试验程序规定的步骤进行操作。某些设备的试验需要制造厂家的人员在现场指导。试验实施时需要运行人员配合操作和监视，试验结束后将系统和电厂恢复到安全稳定状态，再拆除试验设施。在发生重大异常或事故时，由当班值长决定停止试验和进行事故处理。在实际可行的情况下，试验应有足够的持续时间，以便各系统和部件在试验时达到正常平衡工况。

试验报告的编制　在试验实施过程中按规定记录试验参数和收集试验数据，试验完成后按试验程序进行计算分析，对试验结果按验收准则进行评价，然后编写成试验报告。试验报告必须按规定进行审批，必要时由设计人员进行审查。

hedianchang tuiyi

核电厂退役 (nuclear power plant decommissioning)

核电厂在商业运行结束后，达到厂址不受限制利用的过程。核电厂退役必须严格履行申报、审批手续，获得国家退役许可证后方可正式实施退役工作。退役完毕应向核安全监管机构申报，办理核电厂注销手续。核电厂退役必须遵循GB/T 19597《核设施退役安全要求》的规定。核电厂退役工作涉及退役策略、退役实施过程、退役费用及资金筹措等。

退役策略　按GB/T 19597规定，退役深度分为Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ三个等级：Ⅰ级退役，监护封存；Ⅱ级退役，部分或全部核设施有限制开放或使用；Ⅲ级退役，核设施所有设备、场地、建（构）筑物无限制开放或使用，这与国际原子能机构早先的规定相一致。随着退役技术的发展和人们对退役认识的提高，现在把退役分为三种策略，即立即拆除、延缓拆除和就地掩埋。核设施退役采取什么策略取决于政治、地理、社会、技术和经济等因素。在许多国家，退役技术已不是制约因素，由于尚没有可容纳中放射性废物的处置场所，对于像核电厂这样的大型核设施的退役，废物处置构成了核电厂退役的主要障碍。各国对核电厂退役采取的策略有很大差别。英国因为中水平放射性废物要求地质处置，但尚无地质处置库，所以采取延缓拆除策略。意大利情况类似。日本考虑新建核电厂不易找到厂址，所以确定立即拆除的政策。美国政策比较灵活多样，有的核电厂已退役到无限制开放和使用，有的打算封存几十年再拆除，至2012年底美国已批准了73台核电机组退役。

退役实施过程　核电厂退役主要分为前期准备、退役实施和退役工程验收三个阶段。

前期准备　核电厂营运单位退役前要进行退役可行性研究和开展技术准备，包括退役深度论证、放射性源项调查、物料衡算、退役费用估算、制定退役方案，作出安全分析与环境影响评价，制定退役大纲和切实可行的退役计划，去除放射性污染的技术手段的研发，以及备有一个取得许可证的废物处置库，以容纳退役时产生的所有废物；建立退役组织机构，对从事退役的人员进行必要的培训等。

退役实施　包括停运与关闭、去污、拆卸和放射性废物处置。

（1）停运与关闭。停止不再需要运行的系统和设备，关闭等待去污和清除放射性的厂房和设施，乏燃料运出厂外处置，工艺系统排空，工艺物料和放射性废物运出和处置，工艺设施初步去污，清除各工号中的闲杂物品，登录设施中各种物品的特征等工作。

（2）去污。以各种方式清理、去除或降低构筑物、设备、系统、道路、场地中放射性污染水平的实践活动。降低设备材料放射性污染水平的主要方法是去污，有机械去污（擦洗剥落等），物理去污（真空、超声、熔化等），化学（酸洗等）与电化学（电解或电抛光）去污，还有熔炼法和生物降解法等。所选择的方法将随污染性质和程度、表面类型和被去污材料的形状不同而定。

（3）拆卸。对核电厂构筑物及带有放射性系统、设备和部件实施拆除、分解和切割，使其便于深度去污或废物分类等操作。在大多数情况下，拆卸采用切割、解体和爆破等方法。堆内构件是在水下拆卸的，反应堆容器可借助遥控机械手操纵等离子割炬或电弧锯拆下来。对混凝土生物屏蔽常利用受控爆破，再加上遥控辅助设备，使其逐层剥除，直至拆毁整个结构。

（4）放射性废物处置。退役产生的大部分放射性废物属于低放射性废物。低放射性废物可视为不放热，能在无屏蔽的条件下包装。少量中放射性废物主要来自堆内构件。对退役中的废物，完全可以采用同处理核电厂正常运行时产生的废物一样的方法来进行处理。装卸和运输废物受国家和国际法规的管制。为了减少废物量，可以回收被轻微污染的材料，如钢、混凝土及铝，并可以重新利用受轻度污染的工具、设备和建筑物。为此，需要制定把退役核设施中拆除的材料与部件投入无限制使用的准则。

退役工程验收　分为核电厂退役工程完工验收和终态验收。退役工程完工后，核电厂营运单位向核安全主管和国家监管部门提交退役工程总结报告、环境影响报告和退役工程监测报告，由核电厂主管部门会同营运、施工、监测的有关单位组成退役验收委员会实施完工验收，检查审定完工文件资料，评定退役工程质量，签发验收合格证书。完工验收完成后由核电厂主管部门向国家核安全监管部门申请终态验收，国家核安全监管部门会同国家有关部门、核电厂主管部门和授权单位组成终态验收委员会对退役工程实施终态验收，合格后签发退役工程终态验收合格证书。

退役费用和资金筹措 完成核电厂退役的重要前提。

退役费用 对退役费用有直接影响的因素包括堆型、退役深度（或退役阶段）选择和废物处置方案等。其他因素包括通货膨胀率、贴现率和币值波动。因此退役费用不仅国与国不同，厂与厂也可能不同。国际上现在使用三个宽范围的类别来估计退役费用：①与退役活动有关的项目，如为实施拆卸、去污、包装、运输和处置工作而花费的费用；②与完成退役期限有关的项目，如与退役项目的工程管理、保健、安全和保卫、许可证申请及质量保证有关的费用；③特殊项目，如一次性费用，特种设备采购，税金和执照费等。一般估计大型核电厂退役费用为其基建投资的10%～20%。

资金筹措 资金筹措办法因国而异。资金筹措有多种方案，其中最常用的是：①预付。在核电厂开始运行之前，即把支付退役费用的钱存入独立账户。②外部偿付基金。从电力用户支付的电费中提取一定的百分数，经多年积累，建立一笔基金，投资或存入一项不受核电厂控制的信托基金中。③内部储备金，与外部偿付基金类似，也是从电费中提取留作退役用的。但核电厂可以动用这一基金，从中借款进行投资或用于其他目的。④保证金、信用证或保险。由核电厂购买，即使核电厂不能偿还债务，退役费用的支付也能由此得到保证。

hedianchang tuiyi anquan yaoqiu

核电厂退役安全要求

(safety requirements for nuclear power plant decommissioning) 核安全法规对核电厂退役的基本安全要求。核电厂的设计和核电厂退役必须使退役过程中的辐照影响符合合理可行尽量低的要求。

在核电厂设计阶段，就应对退役工作给予适当考虑。核电厂营运单位必须在核电厂运行寿期内对退役问题给予关注。对于在核电厂维修和修改期间处理受污染或受辐照构筑物、系统和部件的情况，应予以详细记录，以便于制定退役大纲。

核电厂退役的最终目标是使核电厂和（或）厂址获得有限制或无限制开放和使用。经国家核安全监管机构批准，核电厂可实施立即拆卸或延迟拆卸的退役策略。无论采取哪种核电厂退役策略，退役安全目标都应确保工作人员、公众及环境的安全，免受或减少来自退役各阶段中产生的放射性或非放射性有害物质的危害，同时又不给后代留下不适当的负担，包括额外的健康、安全风险及财政需求。核电厂退役放射性水平和剂量管理限值是退役安全目标的具体体现，退役活动必须满足相应限值要求。

在退役经费和退役技术能保障退役活动的安全时，应采取立即拆卸的退役策略。在退役经费和退役技术不充分时，可选择延迟拆卸的退役策略，但必须向有关部门申述理由并承诺后续退役经费筹措及退役技术研究开发。延迟拆卸的退役工程完工后，保留的核电厂潜在危害性应有明显降低，并应定期向主（审）管部门提交保留核电厂当时状况的报告。报告内容应包括：监测项目，监测结果，安全评价，发生的事件、事故及处理结果、后续监护计划等。

在无限制开放的退役终态下，核电厂原厂址范围内应不存留任何与无限制开放和使用不相符的放射性废物。

确定退役方案应考虑的技术因素有：①在拆除期间人员所受的辐照剂量及对环境释放的放射性物质数量；②推迟拆除对厂区和公众带来的风险；③安全要求与监督要求两者之间的协调；④厂址将来的使用。

在实施管理中，必须考虑的项目有：①退役项目的管理；②厂区管理；③各参与组织的分工和责任；④辐射防护；⑤废物整备、运输和处置，特别要有一个取得许可证的废物处置场；⑥阶段性退役任务完成后的监测；⑦保卫。

核电厂营运单位应对核电厂最终停运和安全退役负责，核电厂的最终状态应经国家核安全及环境保护监管部门审批后，营运单位才能终止其责任。

hedianchang tuiyi pizhunshu

核电厂退役批准书

(decommissioning approval of nuclear power plant) 见核安全许可证制度。

hedianchang weixiu

核电厂维修

(nuclear power plant maintenance)

为确保核电厂构筑物、系统设备在设计寿期内保持、恢复和实现其设计功能和质量所进行的维护检修活动。维修有维护和检修两层含义：维护构筑物、系统和部件按设计正常运行；修复失效的构筑物、系统和部件使其恢复设计的运行能力。核电厂设备和部件在使用过程中，由于腐蚀、磨损、疲劳、老化等各种因素必然会出现功能下降或发生故障甚至损坏。实施有效维修，不仅能保证所有承担安全功能的核电厂构筑物、系统和部件按设计要求保持其可靠性和有效性，而且能保证核电厂安全、可靠地运行和有高的可用率。

核电厂维修分纠正性维修与预防性维修两类。纠正性维修是使故障设备与部件恢复到正常运行状态所进行的修理活动，包括故障诊断、修理和更换等步骤。预防性维修是为避免或减少故障，对非故障的设备和部件进行的维修活动，其频度和深广度需保证安全重要物项能按设计要求保持可靠有效，保证核电厂运行安全不会受到有害影响。它又可分为定期维修、状态维修、风险指引型维修和以可靠性为中心的维修等。

维修特点 由于有放射性和核安全方面的要求，核电厂维修与常规火电厂具有不同的特点：①在正常运行期间核安全相关设备的维修，对设备退出运行（或备用）的期限作了非常严格的限制；②核电厂正常运行时反应堆厂房内具有较强的放射性，其中设备与部件的维修必须在停堆换料期间进行；③相当部分设备与部件被放射性物质沾污或被活化，带有强放射性，因此在维修前，要进行去污和采取屏蔽措施，或使用远距离自动检查与修理的工具进行操作；④高辐射场的维修，必须限制人员的工作时间，避免个别人员辐照剂量超过国家标准，如对蒸汽发生器的检查与堵管等维修工作等；⑤为要保证乏燃料储存池的冷却和临界安全，必须保证与之相关设备的可靠运转。

维修大纲 核电厂营运单位对对安全重要构筑物、系统和部件进行有计划的定期试验、检查、保养和维修活动的纲领性文件。大纲必须包括为满意地执行维修活动所必需的管理方面和技术方面的所有预防性措施和补救性措施，以保证整个核电厂运行寿期内达到设计性能，其内容有维修目的、目标、组织机构与职责、维修策略、维修分级、维修计划管理、维修文件体系、维修实施、维修监督、不符合项管理、经验反馈、维修设施管理、维修记录和维修物资供应管理等。维修大纲是一切维修活动的纲领和准则，必须经过核安

全监管部门的审查和批准。

预防性维修大纲　按核安全监管机构要求，为保证核电厂安全重要物项能持续执行其预定功能，对其计划安排预防性维修的管理和技术方面的顶层文件，内容涵盖由保险单、卖方保单、运行许可证等要求的强制性项目和业主为改进核电厂安全和经济性的选择性项目。大纲对某一类设备应实施的主要维修类别、维修内容和维修周期作出了原则性规定，作为编制预防性维修计划和检修规程的依据。预防性维修的频度和深广度必须保证安全重要的构筑物、系统和部件能按设计意图和假设保持其可靠性和有效性，保证在运行开始以后，核电厂的安全状态不会受到有害的影响。预防性维修大纲的编写依据是设备制造厂家提供的设备运行维修手册或设备维护使用说明书，其主要内容包括主要技术参数、维修周期和维修内容。

维修组织　维修组织形式可以是多种多样的，但总是要实现两种功能：一种是管理功能，包括计划、组织协调和监督控制等功能；另一种是实施维修活动的功能。核电厂要定期进行换料大修。在此期间工作负荷高度集中，为了减少核电厂正式编制的维修人员，一般都引进合格的承包商来承担部分大修和日常维修工作。核电厂的维修人员通常除直接承担与核电厂安全可靠运行密切相关的维修活动外，还要履行对承包商组织协调和监督检查的功能。

维修管理程序　为使核电厂维修活动标准化、规范化、程序化所制定维修活动组织过程的文件，是针对核电厂维修的全部行政、技术管理措施制定的一整套管理文件。这些管理程序涉及的范围主要包括维修政策、维修组织与责任、维修人员的培训和资格鉴定、维修文件的编制、备品备件管理、维修设施与工具管理、维修计划编制、维修工作过程管理、维修质量检查和维修记录管理等。

维修计划　包括日常维修计划和换料大修计划。日常维修计划是按照预防性维修大纲要求在机组运行期间执行的预防性维修项目，以及机组运行期间所发生的需要及时处理的纠正性维修项目所编制的维修计划。换料大修计划是按照预防性维修大纲要求在换料大修期间执行的预防性维修项目、要求在停机情况下处理的纠正性维修项目和核电厂技术改进项目编制的。在功率运行期间，发生意外停机时，要及时修订日常维修计划，尽量安排必须在停机状态下进行的维修项目，以减少换料大修项目。

维修规程　指导维修改造人员对某一设备实施检修工作的检修工艺和操作步骤的技术文件，是检修工作具体的执行文件。核电厂任何系统工艺设备的检修都必须使用维修规程，以避免人为失误。维修规程对维修作业的整个过程作了严格的规定，其主要内容包括：人员资格；定额工时；风险分析与预防措施；现场先决条件；所需工具、备件和材料清单；所用许可证种类；操作步骤与方法；质量控制点；维修后的再鉴定要求等。维修规程分为例行检修（月度、季度、年度检）、3 年、5 年检修和 10 年解体大修等类型。维修规程在实际使用过程中，要吸取有益的经验，不断修改完善。

hedianchang weixiu celue

核电厂维修策略　（maintenance strategy of nuclear power plant）　核电厂制定预防性维修大纲中，确定预防性维修的频度和深度、广度时所采用的政策和方式。人类最早期的维修活动策略只有纠正性维修一种，这是一种在设备或部件发生故障或丧失功能时才进行维修的方式，现在看来其效果不好，但也不能否认这是种直接而粗犷的维修策略，而且许多中小企业仍然在使用。为避免或减少故障，对非故障的设备和部件进行的维修活动，其频度和深度、广度需保证安全重要物项能按设计要求保持可靠有效，保证核电厂运行安全不会受到有害影响。核电厂一般采用预防性维修方式，在制定预防性维修大纲时可选用定期维修、状态维修、风险指引型维修和以可靠性为中心的维修策略。

定期维修　与纠正性维修不同的是，定期维修是在系统或设备失效以前采取行动，以避免设备失效。它不考虑设备的状况，对非故障设备和部件进行周期性预防性维修，其周期按日历天数、运行时间或运行次数确定。定期维修的理论基础是设备失效的浴盆曲线，投运后是初期故障期，故障率高，随使用时间延长故障率下降，运行一段时间后进入偶然故障期，故障率保持在较低水平基本不随时间变化，之后是耗损故障期，故障率随使用时间延长而上升。应在偶然故障期即将结束时进行维修或更换部分设备，避免耗损故障期的到来。初期故障期加偶然故障期即为理论上的定期维修周期。

状态维修　在设备寿命管理和预测技术、设备可靠性分析和决策技术的基础上，按照预先制定一套评价设备性能下降的准则进行的预防性维修活动，主要步骤是：通过监控、试验与检查进行故障诊断，如果发现设备部件性状偏离正常范围，则予以修复或更换。状态维修技术主要包括设备寿命管理与预测技术、设备可靠性分析技术、设备状态监测与故障诊断技术和信息管理与决策技术。在设备状态监测的基础上，对设备性能作趋势分析，然后有预见性地选择设备维修的最佳时期，即在设备劣化的发展期又尚未形成故障前，通过维修使其保持设计功能，以便减少不必要的维修，提高运行机组的安全可靠性，称作预见性维修，是状态维修的一种新发展。设备状态判断的数据资料来自于振动监测、润滑油分析、声学监测、红外拍照测温、绝缘电阻测量等。

风险指引型维修　通过概率论安全分析方法定量计算出由故障发生概率与故障后果乘积定义的设备重要度（或称风险），基于安全重要度、可靠性和运营成本来考虑投入维修工作量的一种维修策略。按照风险引导方法，对高风险设备应仔细考虑预防性维修项目；对风险低、故障后果轻微的设备可以运行到故障发生为止，对其中成本高、难以达到或从其他因素考虑较为重要的可以采取少量预防性维修项目。对风险低但故障后果严重的设备，可以采用简单的预防性维修。采用风险引导型维修策略时，需要采用故障树分析方法对设备及其组成部件的故障概率进行定量分析，将故障概率与故障后果一起考虑，确定设备重要性，从而确定需要投入的预防性（监视、检查、维修）工作量。如果只需定性确定某项功能是否必要，可以采用失效模式及故障影响分析。

以可靠性为中心的维修（RCM）　收集与机组可靠性最直接的系统与设备损坏及修复的历史资料，对其失效模式、概率及风险重要度、性能状态和检修成本等进行综合分析，确定设备的最佳检修策略和检修时机，以提高机组、系统整体可靠性和维修资源利用效率的一种维修策略。这是一种以提高机组、系统整体可靠性和维修资源利用效率为目标来确

定、优化设备预防性维修频度和深广度的一种系统工程方法。

RCM 基本观点：①设备的固有可靠性与安全性是由设计制造赋予的特性，有效的维修只能保持而不能提高它们。维修次数越多，不一定会使设备越可靠、越安全。维修过程中人为差错无法绝对避免，须正视人因故障，努力减少不必要的维修。②设备故障有不同的影响或后果，应采取不同的对策。应当对有安全性（含对环境危害）和经济性有严重后果的重要产品，才做预防性维修工作。对于采用了余度技术的产品，其故障对安全性的影响一般已明显降低，因此可以从经济性方面加以权衡，确定是否需要做预防性维修工作。有耗损性故障规律的产品适宜定时拆修或更换，以预防功能故障或引起多重故障；对于无耗损性故障规律的产品，定时拆修或更换常常是有害无益，更适宜于通过检查、监控，视情况进行维修。③对设备采用不同的预防性维修工作类型，其消耗资源、费用、难度与深度是不相同的。对不同设备，应根据需要选择适用而有效的工作类型，从而在保证可靠性与安全性的前提下，节省维修资源与费用。

通过 RCM 分析所得到的维修计划具有很强的针对性，避免了"维修保养多多益善"和"故障后再维修"的传统维修思想的影响，使维修工作更具科学性。实践证明，如果 RCM 被正确运用到现行的维修中，在保证生产安全性和设备可靠性的前提下，可将日常维修工作量降低 40%～70%，大大降低维修费用，提高资产的利用率。

hedianchang xinxi chuli jisuanji xitong

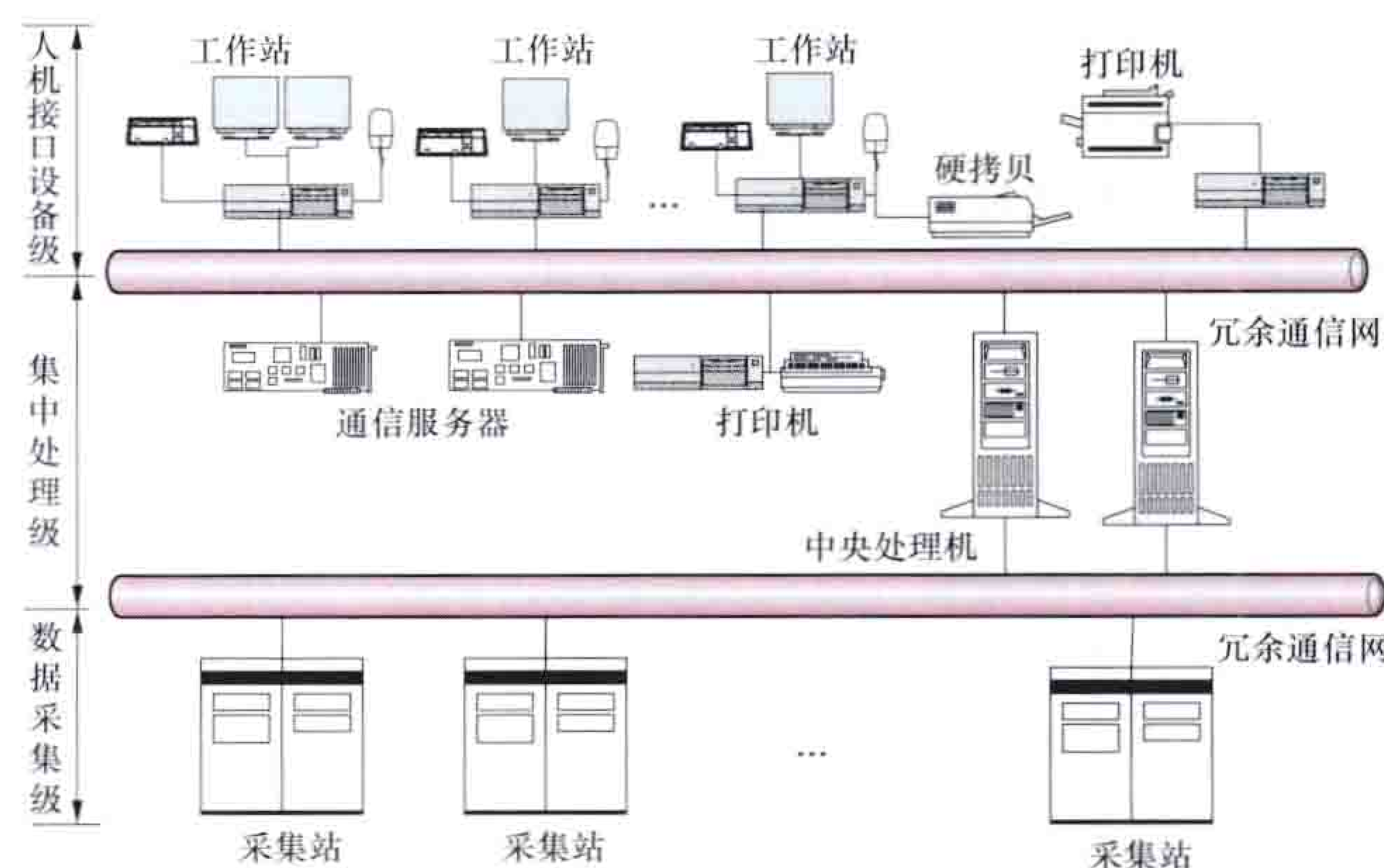
核电厂信息处理计算机系统

（plant data processing computer system of nuclear power plant） 自动采集和处理核电厂运行过程中的各种工艺参数，并对其进行分析处理，同时，通过工作站屏幕将反映核电厂运行特征和状态的数据分析处理结果（关键信息）显示给操纵员。核电厂信息处理计算机系统不直接参与工艺过程的控制，其主要任务是为操纵员提供良好的人机接口和操作环境，以提高操纵员运行操作和事故处理的工作质量。

系统组成　典型的核电厂信息处理计算机系统一般采用分散式计算机系统的结构，从逻辑结构上分为数据采集、集中处理和人机接口设备三级。数据采集级由若干个采集站组成，主要完成现场数据的采集和预处理。集中处理级由两个冗余的服务器组成，其中一个处于工作状态，另一个处于热备用状态。主服务器发生故障时，程序自动进行无扰动切换，使备份服务器立即作为主服务器进行在线工作。中央处理机主要负责对数据的管理和监视，进行各种运算和处理，为工作站提供实时数据、事件信息和历史记录的服务。人机接口设备级由工作站、打印机等设备组成，被处理过的数据信息通过工作站屏幕显示或打印机输出，各工作站可以根据需要分别调用所需的信息，屏幕显示还可以通过硬拷贝输出。数据采集级与集中处理级之间、集中处理级与人机接口设备级之间分别通过冗余的通信网络相连。此外，通信服务器用于和核电厂其他系统的通信，如图所示。

系统功能　核电厂信息处理计算机系统具有多种功能。

（1）数据采集。以一定的时间间隔周期性地采集工艺参数的实测值，或来自核电厂其他仪控系统的开关量、模拟量信号。采集到的数据存入中央处理机内存，并根据采样周期



核电厂信息处理计算机系统结构

不断更新，其中需要保存一段时间的数据存入硬磁盘。

（2）报警显示。一旦参数值超过控制限值或参数间产生异常关系，将自动在工作站上发出信息，以引起操纵员注意。报警显示的方式有：①利用八角图或多角图对经常监视的主参数进行显示。当某个参数值超出上限或下限时，八角图扭曲，并用示警颜色显示越限参数，借以辅助操纵员判断事故的性质和程度。②利用报警信号表显示报警的项目、参数及整定值；为便于操纵员判断事故的起因，系统将捕捉并显示第一批发出报警的信号；报警信号的次序是按报警信息的优先级和到达信息处理计算机系统的先后次序排列的。

（3）计算分析。用以分析和计算仪表不能直接测量到的运行参数，如堆芯内的中子注量率分布、温度分布、偏离泡核沸腾的裕量、反应性裕量、氙毒预报、停堆反应性、汽轮机效率、燃料组件的燃耗等。

（4）模拟图显示。通过工作站屏幕显示核电厂某个系统的流程图，并标明阀门、开关、泵、风机等设备的运行状态。用红色表明阀门断开，用绿色表明阀门接通；还可以利用闪光表示开关位置与实际状态不符；模拟图上还标明当时系统的主要运行参数；模拟图可直观地给操纵员提供核电厂的运行状态，有助于操纵员对问题做出正确的判断和操作。

（5）趋势显示。用曲线显示一组参数的变化趋势，并跟踪其变化，以协助操纵员了解某个操作过程或事故过程的演变和发展及预测可能的后果。被显示的运行参数可以由操纵员自由选定。

（6）参数显示。用条形图、仪表指针图等方式集中显示一组参数的运行值、整定值，并用不同颜色表明超限的区段。所需显示的参数可由操纵员选择。

（7）报表编制。以报表的形式向操纵员提供各种信息汇总表；通过打印机输出或硬拷贝输出向核电厂管理部门提供各种形式的报表。属于这类报表的有：①运行日志表，对核电厂功率输出和其他主要参数进行的定时记录汇总；②运行状态表，此表一般由操纵员根据需要起动相应的系统，综合给出核电厂运行的状态信息；③报警状态表，综合发出报警信号的参数和系统；④报警统计表，汇总发生报警信号的系统及参数；⑤事故记录表，综合记录发生反应堆紧急停堆事件的过程，包括紧急停堆前的核电厂状态参数，紧急停堆后的一系列结果，如有关专设安全设施的驱动和操纵员的干预等项内容；⑥燃耗积算表，内容为根据反应堆功率输出和堆

芯功率分布计算的每个燃料组件的燃耗深度，此表为换料方案的计算提供实测数据；⑦设备运行记录表，对核电厂的关键设备，如反应堆压力容器、汽轮发电机组等设备的运行状态、异常情况进行记录，形成设备档案。

计算机配置　为了提高系统的可靠性，关键部件采用冗余配置，如采集站主控模块、系统的供电、通信网络以及中央服务器、通信服务器等。计算机应该配备功能比较强的系统软件，其中包括 I/O 接口处理软件、图形处理软件、数据库管理软件等，并根据实际使用环境和功能要求开发各种用户软件。为了检查计算机及其附属设备是否正常工作，应该开发专门的诊断程序，定期自动或人工选定进行诊断。

人机接口　主要有工作站屏幕显示器、功能键盘和跟踪球。屏幕显示器用以显示各种信息，包括图表、图形、曲线等；功能键盘和跟踪球用以输入各种指令，实现人机对话，调出所需要的画面，完成所需的计算分析等；也有使用触摸屏的，直接在屏幕上进行对话。

发展趋势　随着计算机技术在核电厂中越来越广泛的应用，计算机系统的功能不断加强，已经不仅仅限于数据采集和信息处理，而是集监督、控制于一体。经过严格人因工程设计的计算机系统，可以为操纵员监督核电厂状态、事故诊断，进而实施控制策略提供了更良好的人机界面，从而满足核电厂各种工况下的运行要求。

hedianchang xingneng shiyan

核电厂性能试验　(nuclear power plant performance tests)　对核蒸汽供应系统和汽轮发电机组等核电厂主设备的性能以及对核电厂满功率运行时的关键运行指标进行考核，以检验核电厂建成后是否达到合同规定的性能保证值的测试工作。核电厂性能试验要求机组满功率运行，而满功率示范运行对机组功率有类似要求，所以核电厂性能试验一般情况下可与满功率示范运行结合起来做。性能考核试验应在商业运行日之前完成。

试验时的运行工况　性能试验时机组应尽可能使试验工况接近设计工况下稳定运行若干小时，且机组功率稳定在95%～100%额定功率范围内。核电厂应保证正常运行时需投运的所有系统均投入使用，隔离蒸汽发生器排污和二回路补水。电网频率，发电机功率因数，一、二回路的温度、压力和流量以及蒸汽发生器水位、凝汽器真空等主要参数应尽可能保持稳定，这样可以减少对测定数据的修正。

试验方法和要求　性能试验一般由专业化建设公司组织进行，设备供应商参与性能试验的全过程，性能试验的主要指标由业主与专业化建设公司双方认可的独立第三方进行，一般为中国有相应资质的电力试验研究院。在核电厂的建造合同中都规定了有关性能试验的试验方法、试验规范、标准和考核要求。一般依据美国工程师学会性能试验规程(PTC6.1—1980)的方法，该规程的特点是给水流量测量位置在高压加热器出口给水段，与全精度试验相比可以大大减少测点数量，从而降低试验成本，同时又能保证试验精度。试验委托单位根据这些试验方法、规范、标准和要求，编写性能试验大纲和试验程序，经专业化建设公司审核同意并由业主认可后实施。试验结束后完成试验报告，对试验结果按合同要求作出评价。

试验仪表　性能试验所用的外接仪器仪表一般由试验承包单位提供，业主认可。试验仪表必须符合合同规定的对试验仪表的技术要求，尤其是精确度要求。用于试验测量的外接仪表在试验前应由有相应资质的计量部门标定。

试验项目　按照合同规定，核电厂性能试验项目一般包括蒸汽发生器出口蒸汽湿度、核蒸汽供应系统输出热功率、机组电功率、机组热耗率、厂用电率。试验可以在满功率示范运行过程中进行。单独试验时，应在机组连续运行 24h 之后进行。

蒸汽发生器出口蒸汽湿度　核蒸汽供应系统输出端蒸汽的相对含水量。压水堆、沸水堆和重水堆的蒸汽发生器产生的为饱和湿蒸汽，湿蒸汽对汽轮机部件产生侵蚀、腐蚀作用，湿度过高，湿蒸汽中的水珠对汽轮机叶片产生巨大的冲击力，对设备造成损害。因此一般限定蒸汽发生器出口蒸汽的相对湿度在 0.25%以内。测量相对湿度的办法一般是在给水中加入一定浓度的碳酸铯，铯作为示踪元素，通过测量输出端蒸汽凝结水中所含添加铯的浓度即可推算出蒸汽的相对湿度。相对湿度是合同规定所要考核的输出端蒸汽品质的指标之一，湿度测量应在其他性能试验前完成。

核蒸汽供应系统输出热功率　单位时间内蒸汽发生器产生的主蒸汽焓与进入蒸汽发生器的给水焓之差。其计算式是 $P_t=G_f(h_s-h_f)$，式中 P_t 为核蒸汽供应系统输出热功率，kJ/h，试验时，蒸汽发生器的补水与排污是隔离的，因此蒸汽发生器产生的主蒸汽流量与给水流量是相等的，都为 G_f (kg/h)；h_s、h_f 分别为蒸汽发生器主蒸汽和给水的比焓，kJ/kg。该热功率的主要份额是反应堆热功率，反应堆冷却剂泵做功和稳压器电加热的份额相对很小。对于压水堆核蒸汽供应系统，合同所保证的输出端参数一般都考虑了蒸汽发生器的堵管率和污垢系数，在对实测数据分析时要扣除新蒸汽发生器对蒸汽参数带来的附加裕量。

机组电功率　汽轮机在规定的终端参数下运行时，通过发电机输出端测得的发电机输出电压和电流计算的发电机输出电功率，即机组出力。机组额定功率是由供货商给定的、当汽轮机运行在额定参数条件下的汽轮发电机组输出端的额定电功率，机组额定功率也称额定出力或额定负荷。

机组热耗率　机组发出单位电量 (kW·h) 所消耗的热量 (kJ)。其计算公式为 $HR=P_t/P_G=G_f(h_s-h_f)/P_G$，式中 HR 为机组热耗率，kJ/kW·h；P_t 为核蒸汽供应系统热功率，kJ/h；P_G 为发电机输出电功率，kW。由于机组热耗率是衡量机组整个热力系统热效率的参数，因此，整个热力系统中的相关热力设备的性能要求都应在合同中规定，作为机组热耗率测量所依据的条件。

厂用电率　发电厂厂用电量占同时期该发电厂总发电量的百分比，一般是通过实际测量在机组正常运行时厂用变压器的负荷，再进行计算的。厂用电率一般在合同中规定。

除上述试验项目外，有些合同中规定要考核运行能力，如最大负荷变化率、甩负荷不停堆能力、甩负荷不停机能力等。有些合同还规定要考核汽轮发电机组噪声、振动和发电机温升、发电机漏氢率等。

试验结果的处理　在实际测试时，核电厂往往不可能在额定参数条件下运行，其中对试验结果影响最大的是循环冷却水的温度。所以试验结果要根据厂家提供热耗率与机组出力的修正曲线，按合同要求的规范或标准进行修正，修正后

的数据即是实际的机组热耗率与机组电功率。

满功率示范运行 核电厂在设计额定功率的稳定工况下，做100h以上的连续运行，进行可靠性验证。一般要求100h内功率波动应保持在－5%～0，不发生因核电厂本身故障引起的功率降低或中断运行的情况。试验过程要由记录仪监测发电机总电功率、反应堆热功率水平、蒸汽发生器的给水流量和水位及主蒸汽流量等。必须对运行情况，包括负荷变化的原因和设备不正常情况等做好详细记录。核电厂在满功率示范运行过程中可以进行性能测定试验，因为核电厂已经处于较长时间的满功率稳定工况下运行，对于进行性能测定试验是十分有利的。当连续100h满功率运行结束，证明机组运行正常，主要系统和设备达到了规定的考验指标，核电厂将投入商业运行，同时业主就开始与专业化建设公司着手开展机组的验收工作。

当核电厂完成机组调试、性能试验和示范运行，系统和设备经试验考核全部达到其技术性能和要求时，核电厂的管理由专业化建设公司移交给业主或业主委托的运行公司，核电厂正式投入商业运行。

hedianchang xiugai xiangmu guanli

核电厂修改项目管理 （modification management of nuclear power plant） 改变设备、部件或文件的原有设计，旨在改善设备与部件可靠性的一种有计划的提高质量的活动，称为修改，也称技术改造。这种活动能应用于已经发生故障或尚未发生故障的部件，把消除某一故障同防止它再次发生结合起来，可以将其视为预防性维修和纠正性维修的混合。核电厂修改项目管理是从修改项目的申请、审查、设计、施工、调试、验收、文件更新到存档的整个控制过程。核电厂营运单位设置专门的机构负责核电厂修改项目的申请、审查、设计、论证、实施和验收的全过程管理。修改是质量相关的活动，修改项目管理是核电厂运行阶段质量保证大纲的重要组成部分。

修改项目申请 修改项目的提出可能来源于外部经验反馈，如设计、原供货商的建议，也可能来源于内部经验反馈，如运行事件、维修发现的设计和设备缺陷等，还有因法规规范变化、电网和国家核安全局新要求及新技术应用等原因。核电厂运行、维修和生产管理部门均可根据工艺系统、设备的实际情况提出修改项目的申请，清晰地说明系统设备存在的问题和缺陷，说明需要修改的原因和初步方案，进行初步的必要性、可行性和经济性分析。

修改项目审查 修改项目分为安全重要修改和一般修改，安全重要修改是指影响到颁发运行许可证依据的安全重要构筑物、系统和部件的修改，运行限值和条件的修改，以及原先由国家核安全监管部门批准的程序和其他文件的修改。除此之外属一般修改。一个修改项目一旦提出，核电厂营运单位生产管理机构就首先对其重要性进行审查和评价，组织核电厂各部门从必要性、可行性（可施工性、可运行性、可维修性等）和经济性等方面做出评价。

修改项目实施过程的管理 修改项目经审查通过后要经过设计、施工实施和验收评价三个阶段。核电厂一般委托原设计单位进行设计，对于一般修改，也可由营运单位自行设计或委托其他有资质的单位进行设计。对于安全重要修改项目，必须由原设计单位进行设计或同意，设计必须符合原设计基准文件中规定的安全功能和验收准则。修改项目的安全等级和质量等级与修改前相比都不能降低。

修改项目的施工与实施采用原规定的质量管理办法，修改采用的某些部件还必须通过地震鉴定和环境鉴定。后者专指处于安全壳内的部件要承受失水事故的环境条件，而其功能不致失效。修改项目施工完工后按规定进行再鉴定试验才能加以验收，确认所有试验验收准则都已得到满足，以证明在所有可能的运行方式中，该修改满足其所有目标而不降低核电厂的安全性与可靠性。最后修改项目形成的文件必须送达有关工程管理、设备管理、运行和维修部门，以便这些部门对竣工文件、设备图纸、运行规程和维修规程进行修改和升版，并全部归档。必要时，还要进行培训教材和核电厂全尺寸模拟机的修改。

hedianchang xuanzhi anquan yaoqiu

核电厂选址安全要求 （safety requirements for nuclear power plant siting） 从核安全观点出发，对核电厂厂址选择与评价提出的安全要求。国家核安全局于1986年发布了HAF101《核电厂厂址选择安全规定》。该法规基于国际核电厂厂址选择安全实践，提出了核电厂厂址选择必须遵守的基本安全准则，以及核电厂厂址选择评价的方法与安全要求。核电厂厂址选择包括厂址适宜性及与厂址相关的工程设计基准评价，在评价中必须考虑厂址区域内可能发生的外部事件对核电厂安全的影响、核电厂运行和事故工况下对公众和环境的影响，以及应急计划实施的可行性三项基本因素。为了对所选核电厂厂址的适宜性，以及与厂址相关的工程设计基准作出恰当评价，在HAF101附属的核安全导则中介绍了具体的评价方法和安全要求，为核电厂选址安全评价提供指导。除了上述三项与核电厂设施直接相关的厂址基本因素外，在评价厂址适宜性时还必须考虑新燃料、乏燃料及放射性废物的储存和运输的可行性。

外部事件对核电厂安全的影响 在核电厂厂址选择安全评价中所考虑的外部事件包括自然事件和人为事件。自然事件主要包括地震、地质、水文、气象、土工等因素引发的事件；人为事件主要包括能够产生爆炸及相应次生灾害的危险源，如化工厂、石油和天然气储存设施、危险品运输产生的爆炸和有毒气体，飞机坠毁和船舶撞击和火灾等。外部事件评价的目标是根据厂址所在区域可能发生的外部事件对工程的影响，从核安全角度评价厂址的适宜性并确定与厂址相关的工程设计基准，使设施能够抵御来自可能发生外部事件的影响，保证核电厂安全。

由于核安全的重要性，核电工程在厂址的可接受性和防御外部事件的设计方面不同于普通工程，核电厂选址调查的详细程度，以及所考虑外部事件风险比普通工程严格得多。在调查中要收集厂址区域内可能对核电厂安全产生影响的自然事件或人为事件的详细资料，并分析其可靠性、准确性和完整性，而且要考虑到外部事件因素在未来核电厂寿期内可能发生的变化情况。关于外部事件风险的安全评价，从确定性分析方法而言，要考虑极端外部事件或者是可能发生的外部事件对核电厂影响最不利的情况，如厂址区域内可能发生的最大地震、最大洪水、极端灾害性气象条件，以及最危险

的人为事件影响等；从概率分析角度，对发生概率极低的外部事件影响也要有所考虑，如核电厂厂址极限安全地震（SL-2）的确定，要考虑地震的年超越概率水平为 10^{-4}，或者说是万年一遇的水平。上述极端的外部事件影响评价结果将作为核电厂抵御外部事件影响的设计基准，任何拟建的核电厂在抵御外部事件影响的安全设计方面不得低于厂址的设计基准。此外，在外部事件评价中，还要考虑具有成因关联可能的极端外部事件叠加带来的影响，如中国东南沿海属于台风多发区，因而在选址评价中要考虑台风与风暴潮的叠加效应。2011 年 3 月 11 日在日本东部海域发生 9 级强烈地震并引发海啸，导致了福岛核电厂事故，这是迄今为止由极端自然事件叠加引起的最严重的核事故。福岛核电厂事故为选址安全提供了启示，核电厂厂址应尽量避开极端自然灾害的影响，并且在评价中要考虑极端外部事件可能的叠加效应，同时应在核电厂设计方面进一步提高抵御极端自然灾害的能力。

在外部事件评价中地震影响受到国内外的高度关注，由于地震活动的不确定性和人类对地震认知的局限性，核安全法规对核电厂的抗震设计规定了最低限值，即无论所选核电厂厂址区域地震活动水平如何低，核电厂抗震设计中的极限安全地震水平向峰值加速度不得低于 0.1g，在 GB 50267《核电厂抗震设计规范》及新修订的核安全导则 HAF101/01《核电厂地震危险性评价》中，结合中国地震活动背景，将该限值调整为 0.15g。

外部事件调查评价结果表明核电厂厂址遭受极端外部事件影响的风险水平较高，而且在现有技术条件下，无法通过设计或工程措施弥补可能发生的外部事件影响。如位于高地震活动区的厂址，或者在厂址区地表或地下存在显著位移风险等严重的不良地质现象，这类厂址通常被认为是不适宜的。

核电厂运行和事故工况下对公众和环境的影响　在核电厂厂址选择中必须考虑核电厂在正常运行和事故工况下对公众和环境的影响，并考虑核电厂的建造、运行，乃至退役过程与厂址周围区域的环境包括后期规划发展的相容性。在选址评价中，需要调查的环境因素包括厂址及周围区域的自然环境特征，如自然保护区、水源保护区等；社会环境特征，如城市和工业的状况及未来的发展规划、人口分布、水土利用等；放射性物质的扩散途径，如厂址所在区域的大气扩散条件、水体扩散条件，以及与食入途径密切相关的农业、渔业以及其他养殖业等。环境影响评价的目标是从放射性物质释放对公众和环境的影响角度来评价厂址的适宜性，即所选厂址的环境特征要能够保证核电厂在正常运行和事故工况下的放射性释放对公众和环境的影响符合 GB 6249《核电厂环境辐射防护规定》的要求。

根据 GB 6249，在核电厂厂址选择过程中必须考虑与厂址所在区域的城市或工业发展规划、土地利用规划、水域环境功能区规划之间的相容性，尤其应避开饮用水水源保护区、自然保护区、风景名胜区等环境敏感区；必须在核电厂周围设置非居住区和规划限制区，非居住区边界离反应堆的距离不得小于 500m，规划限制区半径不得小于 5km；核电厂应尽量建在人口密度相对较低、离大城市相对较远的地点。

从纵深防御的核安全理念出发，在核电厂厂址选择过程中要充分考虑未来核电厂与厂址周围地区环境的相容性，不仅要考虑核电厂厂址周围的环境现状，还要考虑核电厂运行寿期内的规划发展情况，要尽量避开社会高度关注的环境敏感区。核电厂周围设置的非居住区和规划限制区的目的是保证核电厂运行安全，以及核电厂周围区域公众及环境安全。在核电厂厂址选择过程中，除了要考虑厂址区的条件之外，还要考虑厂址周围区域是否具备划定非居住区和规划限制区的条件。在非居住区范围内不得有常住居民。对于非居住区外围的规划限制区，主要是在核电厂建成投入运行之后，限制在该范围内规划建设可能危及核电厂运行安全的设施（如大型石油、化工设施等）或者可能引起大规模人口机械增长，从而对应急计划实施产生影响的设施（如大型工业、文化设施等）。在核电厂厂址选择过程中，核电厂周围将设置规划限制区，需要得到省级人民政府确认。在规划限制区范围内，对于一些有特殊建设需求而且又有可能对核电厂运行产生影响的设施，应按照相关的核安全法规要求进行论证，在核安全监管部门审评确认该设施建设对核电厂运行安全，以及应急计划实施可行性不构成影响的前提下方能建设。

在核电厂厂址选择的环境影响评价中，必须结合拟建的核电厂设计及厂址所在区域的环境特征，对核电厂正常运行和事故工况下的环境影响进行详细评价，以确认对公众和环境的放射性风险低到可接受的程度，否则应认为该厂址是不适宜的。

应急计划实施可行性　在核电厂厂址选择过程中必须考虑与实施应急计划可行性有关的厂址与环境因素，其中主要包括厂址附近区域范围的人口分布、地形地貌、交通通信、水文气象条件，可能妨碍应急计划实施的外部事件或现象，以及应急计划区的范围等。评价目标是确认所选核电厂厂址周围区域的环境特征，在需要采取实施应急计划的事故状态下对应急计划实施不构成不可接受的影响，从实施应急计划可行性角度确认厂址的适宜性。

在围绕应急计划实施可行性的厂址调查中，最受关注的是厂址周围区域的人口分布特征，包括现有人口和未来核电厂寿期的预期人口。在 GB 6249《核电厂环境辐射防护规定》中明确，核电厂厂址规划限制区范围内不应有 1 万人以上的乡镇，厂址半径 10km 范围内不应有 10 万人以上的城镇，这主要是从应急计划实施可行性角度提出的，其中的乡镇和城镇是指人口中心所在地。除了厂址周围存在大规模密集分布的人口中心可能对实施应急计划构成影响外，某些涉及特殊群体的设施如大型医院、养老院、监狱等也可能对应急计划的实施构成影响。狭长半岛的端部、交通通信条件封闭，以及可能出现台风和洪水等自然灾害的地区，都需考虑实施应急计划时可能遇到的困难。考虑应急响应最优化的要求，核电厂厂址应具备两条不同方向的应急撤离道路。

在应急计划实施可行性的评价中，如果厂址周围区域存在影响应急计划实施，而且通过采取措施也难以克服的因素，应考虑另选厂址。

hedianchang yanshou

核电厂延寿　（operation life extension of nuclear power plant）　通过对核电厂内核心设备不可更换的关键部件

的寿命评估、检查或修复（退火等）和可更换设备、部件的更新，使核电厂得到比设计寿期更长运行期限的做法。核电厂设计寿期主要由运行中不可更换的核电厂内核心设备（如压力容器、主管道、安全壳等）关键部件的寿命所决定，核电厂运行达到设计年限后，可以选择退役，也可以延长核电厂的服役时间。经过长期的调查、评估，通过不断地对影响核电厂寿命的部件老化跟踪监测与研究，国际核工业界首先是美国认识到，无论是从核电厂的原始设计裕量、安全裕度、技术认知和运行历史出发，还是从在有效监测这些部件服役状态的基础下较为准确地评估其寿命的在线监测与寿命评估技术发展的角度出发，核电厂延寿具有理论上的可行性，从工业、技术和科研能力来看，核电厂延寿在技术上也是完全可能的。根据美国对核电厂延寿的实际测算，核电厂延寿从经济上看也是完全合适的。

核电厂延寿必须经过国家核安全监管机构的安全审查和批准，遵照国家有关规定与规范要求进行，以获批新的运行许可证。美国已经颁布的与核电厂延寿相关美国联邦法规和核电厂延寿申请的导则：核电厂延寿要求（非能动部件）（10 CFR 54）、核电厂延寿的环境要求（10 CFR 51）、核电厂延寿申请的标准格式和内容（RG 1.88）等。

发展概况　一些核电发达国家和地区 20 世纪 60 年代开始建造的核电厂于 2000 年以后陆续达到设计寿期，出于经济性的考虑，在实现核电厂延寿方面已开展了大量、深入的研究工作。美国从 1978 年开始，经过 20 多年的研究及技术论证，2001 年批准了首批核电厂的延寿运行，在日本福岛核电厂事故后，美国又批准了十几台机组延寿，从 40 年延长到 60 年。法国从 1985 年开始着手开展材料的老化评价、延寿所必要的安全措施、延寿的经济性评价研究等，2012 年底前已经批准其所有 P4 系列机组的延寿，总数达 34 台机组，占总机组数的 57%。韩国宣布投资 3.56 亿美元用于提高核电厂的使用寿命和缩短建设周期研究，争取在 2017 年前，将核电厂使用寿命由 60 年提高至 80 年。

技术研究　核电厂延寿要考虑安全性、技术实现和经济性等因素，根据美国和法国的经验，为了延长核电厂寿命，需要开展六个方面的技术研究：①核电厂寿命管理政策、法规和标准体系研究；②核电厂寿命评价技术研究；③核电厂重大设备更换技术研究；④核电厂状态监测与在役检查技术研究；⑤核电厂寿期经济性分析技术研究；⑥核电厂定期及延寿的环境影响评价技术研究等。

关键设备和部件的寿命评估　核电厂系统结构中的部件可分为运动和静止两类，运动部件有控制棒驱动机构、泵的水力部件、风机叶轮、汽轮机和发电机转子等。静止部件有各种容器、蒸汽发生器、泵体、管道、阀体、汽轮机汽缸、发电机定子等。从核电厂延寿的安全性考虑，对核电厂中的运动和静止部件实行老化管理。通过对核电厂运行过程中发生的设备老化问题及其原因的调查、分析表明，制约或极大程度地影响核电厂寿命的关键设备和部件是反应堆压力容器、堆内构件、稳压器、蒸汽发生器、反应堆冷却剂泵泵体、主管道等静止部件，以及安全壳等主要构筑物。必须对核电厂中的部件进行延寿期内的安全评估，包括老化部件寿命评估和时限老化分析。

（1）老化部件寿命评估。在部件的老化管理措施中，老化部件的疲劳失效监测尤为重要。疲劳失效监测主要是收集和计算作用在部件上的循环载荷周期次数，从而对部件的疲劳寿命进行预测。疲劳失效监测的实施内容一般包括：选择在核电厂运行过程中能够加速部件疲劳失效的瞬态进行监测；排除核电厂中不需要进行监测的瞬态；确定在监测中需要记录的工程参数；根据设计数据对疲劳失效进行计算，对部件的寿命状态做出实时评估。

（2）时限老化分析。通过计算和分析来评估核电厂中的相关系统、部件和构筑物能否在延寿期内确保其功能的有效性，在具体评估过程中要基于核电厂假定运行寿命来综合考虑老化可能造成的影响，必要时采取退火等工艺以降低部件（如压力容器）的韧脆转化温度。时限老化分析的项目一般包括：①反应堆压力容器的中子脆化；②钢筋混凝土安全壳预应力筋金属疲劳；③电气设备的环境鉴定；④金属腐蚀裕量；⑤在役裂纹扩展分析；⑥在役金属安全壳的金属腐蚀；⑦基于疲劳累积因子的高能管道断裂。

安全审查　核电厂延寿的安全审查，目的是保障核电厂中系统、结构和部件在延寿期内能够安全地发挥作用。核电厂业主应向国家核安全监管机构提交核电厂延寿申请，延寿申请所提交报告中的信息，必须与该核电厂申请初始许可证时提交的信息保持一致，包括核电厂综合评估、当前许可证基准、老化部件寿命评估和最终安全分析报告等技术信息。

延寿安全审查的原则是：排除核电厂中可能发生的老化对某些系统、结构和部件的有害影响，以及在延寿期内出现的一些其他问题，监管过程足以保证核电厂系统、部件和构筑物在延寿期内正常工作，核电厂仍能保持足够的安全水平；每个核电厂在延寿期内必须采用与初始许可证完全相同的许可证基准，且当前许可证基准能够在延寿期内也能得到充分保障。

参考书目

张家倍，马琳伟，鲁红权，等．核电运行技术支持．上海：上海科学技术出版社，2010.

hedianchang yanzhong shigu

核电厂严重事故　（severe accident of nuclear power plant）　核电厂反应堆堆芯严重损坏，并有可能破坏安全壳的完整性，从而造成环境放射性污染及人身伤亡，产生巨大损失的事故。

基于纵深防御原则，核电厂设置了多道屏障及专设安全设施，采取了严格质量管理和操纵员选拔培训制度，同时，核电厂厂址选择也有严格要求，因而核电厂抵御外来灾害和内部事件的能力很强。只有在连续发生多重故障及操作失误，以及巨大自然灾害的影响，才会导致严重事故。

严重事故的发生概率虽然低，但并不是不可能发生的。在核电历史上已发生过三次严重事故，1979 年美国三里岛核电厂事故、1986 年苏联切尔诺贝利核电厂事故及 2011 年日本福岛核电厂事故。

严重事故是公众健康与安全的风险的主要来源。单纯考虑核电厂设计基准事故，不考虑严重事故预防和缓解，不足以确保工作人员、公众和环境的安全。因此，认真研究严重事故，采取对策来防止严重事故的发生和缓解严重事故的后果十分必要。

严重事故的初因事件　导致堆芯严重损坏的假设始发事件与核电厂的设计特征有十分密切的关系，归纳起来，主要有：①失水事故后失去应急堆芯冷却；②失水事故后失去应急堆芯冷却再循环；③全厂断电后未能及时恢复供电；④与一回路相连的系统管道破裂导致的失水事故；⑤蒸汽发生器传热管破裂后反应堆冷却剂系统减压失败；⑥失去重要厂用水或失去设备冷却水。假设始发事件还应考虑地震、火灾和水淹等外部事件。

严重事故的物理过程　堆芯熔化导致大量放射性释放的过程可以分为高压熔化过程和低压熔化过程。低压熔化过程以主系统冷却剂丧失为特征，若应急堆芯冷却系统失效，由于冷却剂不断丧失，造成燃料元件裸露升温，锆包壳与水蒸气发生化学反应放出热量与氢气，堆芯水量进一步减少后，堆芯开始自上而下地熔化。直至将压力容器下封头熔穿。熔融物随后与安全壳底板混凝土相互作用，释出 CO_2、CO、H_2 等不凝性气体，从而造成安全壳晚期超压失效或底板熔穿。高压熔化过程一般以失去二次侧热阱为先导事件。主系统在失去热阱后升温升压，直至达到稳压器释放阀开启的整定值后，释放阀自动开启排汽。二次侧不能恢复热阱，一次侧又失去强迫注水能力，释放阀会持续启闭循环，使反应堆冷却剂不断丧失，堆芯在较高压力下开始裸露，随后开始熔化。此后的过程有可能与低压熔化过程相似。但也有可能在压力容器下封头熔穿后，由于反应堆冷却剂系统存在高压发生熔融物质喷射弥散，熔融的小颗粒与空气中的氧发生放热化学反应，小颗粒与空气的接触面积较大，加强了传热，造成了直接安全壳加热，使安全壳超压失效。

分析表明，若安全壳能维持一段较长时间（3 天以上）不失效，大部分裂变产物因重力而沉降，释出的源项会大大降低。

安全壳作为最后一道放射性屏障，其功能至关重要。在各种安全壳失效模式中，特别重要的是事故发生前的意外开口、安全壳旁路和晚期失效。

严重事故的研究与对策　开展严重事故研究最早的国家为美国。1975 年 WASH-1400 报告首次将概率论安全分析技术应用到核电厂，对几座典型美国核电厂做了第一次全面的分析，提供了以事件发生概率为依据的事故分类方法，并建立了安全壳失效模式和放射性物质释出模式。WASH-1400 报告首次指出，核电厂风险主要并非来自设计基准事故，而是堆芯熔化事故。

三里岛核电厂事故之后，其他核电发达国家也相应地展开了严重事故的机理和处置研究，然而规模和课题广度均不及美国。其中法国特别着重于事故对策，并开发出 H 及 U 系列规程和配套的专用设备；日本、英国等则侧重确保核电厂系统的运行可靠性。

为了进一步提高核电的安全性、经济性，使公众能够接受，美国和欧洲国家的厂方、核安全部门及设计者分别提出电力公司要求文件，提出新一代核电厂的设计要求，日本和韩国也在上述两种文件的基础上提出了日本电力公司要求文件及韩国电力公司要求文件。这些文件建立了先进轻水反应堆的技术基础。

许多国家以法规或导则的方式明确关于严重事故方面的核安全监管要求，提出对核电厂设计的修改或规程的变更，有些国家（如加拿大）以适当扩展设计基准的方式来考虑严重事故。

在一些新的核电厂设计中增加了应对严重事故的多种措施。除了在预防事故上增加了设备的可靠性，还设计了缓解严重事故的专门设施，如一回路大容量快速卸压装置、非能动氢气复合器、堆芯捕集器和专用的安全壳排热系统以实现安全壳的长期冷却等，这在很大程度上可减少严重事故下放射性物质的外泄。

福岛核电厂事故是由极端自然灾害引发的一次严重事故，国际原子能机构及各国核能界都在积极总结经验教训，开展安全研究，采取相应措施，提高核电厂安全水平。

中国核安全法规对设计中考虑严重事故的要求　吸取了国际经验及中国对严重事故研究成果，中国将在设计中考虑严重事故的要求写入核安全法规。在 2004 年修订发布的 HAF102《核电厂设计安全规定》中，提出了设计中针对严重事故应考虑的事项，这些要求均已在核电厂设计中得到了实施。要求包括：

（1）必须采用概率论安全分析、确定论安全分析和正确的工程判断相结合的方法，确定可能导致严重事故的重要事件序列。

（2）必须对照有关准则审查这些事件序列，以确定在设计中必须考虑的严重事故。

（3）对于能降低这些选定事件发生的概率，或者当这些选定事件发生时能减轻其后果的可能的设计修改或规程修改，必须加以评价，如属合理可行，则必须实施这种修改。

（4）必须考虑核电厂整个设计能力，包括超过其原来预定功能和预计运行状态下可能使用某些系统（即安全系统和非安全系统）及附加的临时系统，使核电厂回到受控状态和（或）减轻严重事故的后果，条件是可以表明这些系统能够在预计的环境条件下起作用。

（5）对于多机组核电厂，必须考虑使用其他机组可利用的手段和（或）支持，条件是其他机组的安全运行不会受到损害。

（6）必须在计及有代表性和起主导作用的严重事故情况下制定事故管理规程。

国家核安全局于 2006 年发布的 HAD102/17《核电厂安全评价与验证》中对严重事故的验收准则作了如下叙述：严重事故的验收准则以确定论验收准则和概率安全准则的形式表述。

确定论验收准则包括：①在严重事故发生后短期内不应该发生安全壳失效；②在严重事故后不应该发生有短期的健康效应；③严重事故后 ^{137}Cs 的长期健康效应或释放应该低于规定的限值。

概率安全准则，可称为概率安全目标。关于堆芯损坏频率的目标是：对已有的核电厂，为 10^{-4}/（堆·年）；对新的核电厂，为 10^{-5}/（堆·年）。关于放射性物质大量释放频率的目标是：对已有的核电厂，为 10^{-5}/（堆·年）；对新的核电厂，为 10^{-6}/（堆·年）。

hedianchang yanshou

核电厂验收　（acceptance of nuclear power plant）

核电厂业主和总承包商或供应商之间为澄清双方就完成

合同规定的有关供货责任的协议并通过证书形式予以确认的过程，一般分为临时验收和最终验收两大阶段。在核电厂建设中，不仅包括单纯的构筑物和设备验收，还包括相关图纸、文件的验收。同时，由于核岛、常规岛或核电厂配套设施（BOP）的临时验收和最终验收的条件可能各不相同，因此，一般都分别在各自的供货合同中明文规定。核电厂商业运行一年后由国家组织竣工验收。

临时验收　当核电厂完成机组调试、性能试验和满功率示范运行，核电厂各系统和设备运行正常，机组的性能保证值和技术指标全部达到时，按照供货合同规定，业主将对核电厂的系统和设备进行临时验收，业主向供货商签发临时验收证书（PAC）。签发临时验收证书时，仍然可能存在安装、调试等过程中发现的、尚未解决的一些缺陷及合同遗留项，但不影响机组安全、可靠和满负荷运行。业主和供货商双方应就这些遗留问题的每一项进行讨论并达成一致，由供货商承诺每个问题的处理办法和解决问题的截止时间，最终由业主认可作为 PAC 的附件。PAC 遗留项可包括核电厂设计、制造、施工、安装和调试过程中涉及供货商责任的一切遗留问题，其中最主要的是调试过程中发现的不符合项（包括未完成的性能试验和调试项目），供货商责任范围内的不符合项（设备零部件缺漏或损坏，以及与之相连的补充供货、供货文件、图纸的遗漏等）。从临时验收证书签署之日起，核电厂的主要设备还有一定的保证期，通常合同规定一般为一年或两年，或至第一次换料后重新并网。有些关键设备，如蒸汽发生器，其保证期为两年或两年以上。

最终验收　通常情况下，保证期结束时如果所有 PAC 遗留项已经解决，保证期内出现的各种问题也都已经得到满意的处理，核电厂的系统和设备上不再存在大的设备缺陷和技术问题，业主将对核电厂的系统和设备进行最终验收，业主向供货商颁发最终验收证书（FAC），这标志着供货的保证期结束，也即供货商的合同总体责任的结束。在 FAC 签署时，一般还存在两类保留项：一类是 PAC 保留项在处理完毕后，这些保留项的保证期要相应顺延，而且在签署 FAC 时它们的顺延保证期尚未结束；第二类是 PAC 签署之后新发生的问题尚未处理完毕，如果这些问题较小且不影响其性能和运行，可作为 FAC 遗留项提出，与供货商共同商定解决方案，并由供货商承诺解决的措施和期限。FAC 遗留项汇总成一份清单，作为 FAC 的附件，要求供货商在保证期结束后继续解决。FAC 签署之后，除 FAC 保留项以外，供货的保证期已结束。

工程竣工验收　按照原国家计委《建设项目（工程）竣工验收办法》（建设〔1990〕1215 号）的规定，试运行一年后的三个月内办理竣工验收，责任单位是业主单位。业主单位应提前组织建设单位、营运单位、施工单位、勘察设计单位准备相关竣工文件，并向上级主管部门（国家能源局）提出竣工验收申请；国家能源局向发展和改革委员会提出开展竣工验收工作请示。

核电厂的竣工验收主管部门为国家发展和改革委员会。由于核电工程规模大、复杂程度高，竣工验收工作分为初步验收（单项验收）和终验（正式验收）两个阶段。在初验阶段，由国家或行业主管部门对工程进行单项验收；在终验阶段，将由国家发展和改革委员会牵头，会同国务院国有资产监督管理委员会、国家有关主管部门成立工程验收委员会，并组建专家组，建设单位、接管单位、施工单位、勘察设计单位参加验收工作，对核电厂工程进行竣工验收（正式验收），竣工验收的程序和组织见表。

竣工验收的程序和组织

阶段	项　目	行业主管单位的责任部门
初步验收	1. 工程质量验收评定	核工业质量监督站
	2. 水土保持设施	水利部
	3. 工程竣工文件、图纸、资料归档	国家档案局
	4. 环境保护设施	环境保护部
	5. 职业卫生	卫生部
	6. 安全设施	国家安全生产监督管理总局
	7. 消防设施	国家能源局
	8. 工艺系统设备及建安工程	国家能源局
	9. 竣工决算	国家审计署
竣工验收	1. 专家组验收	国家发展和改革委员会
	2. 竣工验收委员会验收	

竣工验收合格后，由竣工验收委员会负责签发核电厂工程国家竣工验收证书。

hedianchang yetai liuchuwu shuiti kuosan

核电厂液态流出物水体扩散　(diffusion in water body of liquid effluent from nuclear power plant)　核电厂释放的液态流出物在受纳水体中的输运与扩散。核电厂正常运行期间排放到环境中的液态流出物包括冷却水（直流冷却和循环冷却两种方式排放的冷却水）、实验室废水、地板冲洗水，以及经废液处理系统净化后的废水等，其放射性浓度在多数情况下等于或小于放射性液体废物分级中弱放射性废液的放射性水平。

研究核电厂液态流出物在受纳水体中的迁移扩散过程通常采用数值模拟计算和物理模型试验两种方法。对核电厂液态流出物中所含的放射性核素在水体中迁移扩散计算的目的是给出常规排放和事故排放两种情况下，放射性核素在水中的浓度分布，以及在岸边和水底的沉积量分布，为辐照剂量估算提供依据。放射性核素迁移扩散计算的程序一般是先根据水文资料建立受纳水体的流场，然后求解放射性核素迁移扩散方程。物理模型能较好地模拟排水口附近的三维水流特性和由于冷却水排放造成的温升浮力分层影响，其模型设计以重力相似为主，并兼顾考虑浮力相似和散热相似。

特点　核电厂液态流出物在不同水体中迁移扩散有不同的特点。

在宽浅的天然河流中，放射性核素浓度分布在垂直方向迅速达到均匀混合。在恒定排放率条件下计算时可忽略纵向弥散，集中计算在横断面均匀混合前过渡段内的横向弥散。过渡段距离取决于河流宽深比、曲率、比降、糙度及排放口位置。岸边排放时，过渡段为河宽 20～40 倍；河中心排放时，过渡段为岸边排放过渡段的 1/4。事故排放时河流中放

射性核素浓度计算要依据释放率随时间变化，考虑对流输运和横向、纵向两个方向的弥散。

湖泊（水库）中放射性核素迁移扩散受入湖水和出湖水流量、湖水中垂直温度分布，以及呈现周期变换方向的沿岸流的影响。由于湖泊水交换缓慢，放射性核素长期停留在湖内，沉积作用显著。如果存在长寿命放射性核素，并且和悬浮物、沉积物具有强的亲和力，在悬浮粒子浓度较高时，沉积作用则应重点研究。平衡条件下，放射性核素固相浓度与液相浓度之比称为分配系数。分配系数随放射性核素种类、化学形态及水体性质的变化，相差很大。

放射性核素在河口和海湾等近岸水域中的迁移扩散受潮汐、海流等动力因素影响。河口流量剧烈变化，咸淡水相汇，加强了紊流混合作用，河口离子浓度变化会使吸附和解吸、沉淀和溶解作用变得复杂。海湾水的自然交换周期、潮流、沿岸流、盐度和风等影响着放射性核素在海湾中输运、转移。在大尺度海湾和远岸海域，紊流弥散系数与湍涡尺度的4/3次方成比例，随时间不断增加。

冷却水除随水流输运、转移外，部分热量通过水面散热进入大气，因此冷却水排放仅使排水口附近水域水体的温度升高。

放射性核素迁移扩散计算 按核电厂液态流出物进入受纳水体后各阶段稀释混合的特点，可以分成近场混合和远场混合。近场混合的效果决定于排放器的结构和位置（表面式或浸没式）、流出物动能（射流作用）、流出物和受纳水体的温度和密度、水深条件、横向流强弱等因素。近场范围的典型值为10～100倍排放特征尺度（排放截面面积的平方根）。迅速强烈的射流混合，可在近场边界达到1～2个数量级的稀释度。对于不同排放器设计及不同环境水体条件，已有相应的经验公式或图表用于估计近场混合范围和稀释度。

在各种水体中，远场放射性核素迁移扩散方程大同小异，基本方程为对流-扩散方程

$$\frac{\partial C}{\partial t}=\mathrm{div}[D\cdot \mathrm{grad}(C)]-\mathrm{div}(Cv)-\lambda t+s$$

式中C为t时刻空间某处一种核素在水中的浓度；D为弥散系数；v为流速；λ为核素衰变常数；s表示源（汇）项，描述了除核素衰变外各种机制引起的核素在水中浓度的变化率，包括吸附和解析、沉淀和溶解等。方程右边第一、二项分别表示水体弥散作用和对流作用引起的核素迁移。

对河流而言，通过一定假定简化对流-扩散方程，可得到能满足需要的解析解结果。对大湖、河口和海湾则一般采用数值计算求解流场方程和放射性核素迁移扩散方程。在各种受纳水体的放射性核素迁移扩散计算中，弥散系数是一个主要参数，通常从含有流场参数的经验公式来确定弥散系数。但在缺乏必要的资料，或者具体条件不符合经验公式的适用条件时，则应该采用现场实测流场参数，并进行示踪实验，确定弥散系数。

核电厂液态流出物进入地下水的可能途径 污染的地表水既可直接渗入地下水，或在污染浅层土壤后再入渗到地下水。在正常工况下，核电厂液态流出物污染地下水的可能性极低，仅在选址时加以考虑。在堆芯熔化事故中，释放的放射性核素在地下水中迁移受非饱和带厚度和性质、降水入渗速度、含水层厚度、地下水流速、核素化学形态及多种环境因素影响。地质介质对放射性核素的吸附作用，用滞留因子表示。滞留因子是指地下水实际流速与放射性核素迁移速度之比。在不同介质、不同放射性核素及不同环境条件下，滞留因子值相差甚大。

参考书目

余常昭，马尔柯夫斯基M，李玉梁．水环境中污染物扩散输移原理与水质模型．北京：中国环境科学出版社，1989.

hedianchang yihuilu jiance xitong

核电厂一回路监测系统

(primary circuit monitoring system of nuclear power plant) 用以在核电厂运行和事故工况下，监测一回路系统及其设备的工作状况，并通过指示仪表、记录仪表、计算机数据处理、视频显示单元显示，以及光字牌显示等及时向主控制室提供信息的装置和器件的集合。其主要作用有：①监察反应堆正常运行的状态，并通过记录、计算机分析和安全参数显示系统协助操纵员进行运行操作和事故处理；②向反应堆功率调节系统，稳压器压力、水位调节系统，蒸汽发生器水位调节系统及蒸汽排放控制系统提供控制信号；③参数越限报警，在危及反应堆及一回路设备安全时，触发反应堆保护及相应动作，停闭反应堆。

一回路系统所监测的参数随反应堆堆型和冷却剂工质不同而有所不同，主要包括反应堆冷却剂进出口温度测量、一回路压力测量、一回路流量测量、液位测量、一回路硼浓度测量、蒸汽品质检测、水质检测、燃料元件破损探测、蒸汽发生器传热管破损探测、主泵转速测量。此外，对于气冷堆，还应设有气体特性检测系统；对钠冷快中子堆，则尚需设置与检测钠纯度有关的检测系统。核电厂所采用的检测仪表，如温度计、流量计、压力计、液位计等与常规火电厂所采用的仪表相比，工作原理基本相同。但一回路主要参数的监测系统与核电厂的安全有关，因此应遵循1E级安全规范。（见反应堆仪表监测系统）

反应堆冷却剂进出口温度测量 对于压水堆，测量反应堆冷却剂的进口温度用以监测反应堆的冷却条件和蒸汽发生器的工作是否正常；测量反应堆冷却剂的出口温度则是监测反应堆的工作是否正常及沸腾裕量的大小。此外，冷却剂进出口平均温度的信号，还作为压水堆功率调节系统的控制参量，以及反应堆保护系统超功率保护动作信号之一。在冷却剂流量不变的情况下，反应堆冷却剂进出口温差可以准确地代表反应堆的热功率，并用它来校核核功率测量仪表。该信号还可作为另一个超功率保护动作信号，送入反应堆保护系统。

反应堆冷却剂进出口温度测量仪表采用稳定性好、精确度高的铂电阻温度计，其误差为±0.3%（标准温度计）、±0.15%（专用温度计）；设计有专门的温度计套管，以保护温度敏感元件免受温度、压力、流速和振动的影响。压水堆通常将温度敏感元件设置在主环路的测温旁通管或主环路上。

一回路压力测量 用以监测一回路压力，目的在于防止压力过高使设备受损，或防止压力过低引起冷却剂沸腾。此外，反应堆冷却剂泵吸入口的压力过低，可能引起汽蚀，这是必须避免的。

一回路压力还作为稳压器压力调节系统的控制信号。当压力超过上限整定值时，稳压器喷淋系统起动，使稳压器上

部蒸汽凝结而降低一回路压力；当压力低于下限整定值时，起动稳压器电加热器，以增加稳压器上部的蒸汽量使一回路压力升高。当压力超过上上限或下下限整定值时，发出信号触发反应堆保护系统，停闭反应堆。

一回路压力测量仪表由弹性金属件构成的压力敏感元件和变送机构组成。由弹性金属件构成的压力敏感元件包括挠性和刚性的膜片、多重或叠成的膜片、波纹管和各种波登（Bourdon）管（单圈的、螺旋形的或多圈螺旋形的）等类型。变送机构有线性差动变压器式、电容式、振弦式、电阻式等类型。一回路压力测量仪表精确度可达0.25～0.5级。

一回路流量测量　对压力管式反应堆，用来检测一回路总管、分组管及工艺管的入口流量，以监察反应堆的冷却条件；利用流量下降或上升超限的信号来监测系统出现堵塞或破裂的事故，事故严重时，触发反应堆保护系统，停闭反应堆。

一回路流量测量仪表有差压流量计、浮子流量计、涡轮流量计、电磁流量计等。

（1）差压流量计。由一次元件和二次仪表组成。一次元件与流动的冷却剂接触，以产生压降，通常有孔板、喷嘴或文丘里管三种形式。二次仪表由变送器和接收器两部分组成，用以在离测量点一定距离处转换和显示流量信息。在核电厂中测量压差的二次仪表应避免选择用含水银的装置。变送器有电动力平衡式和气动力平衡式两种。一次元件与变送器之间用仪表脉冲管连接。接收器设置在集中控制室内，通过电信号或压缩空气驱动接收器。

（2）浮子流量计。由锥形管和浮子组成。锥形管细端在底部，通过管内流体施加的力使浮子向上移动。当用于高压介质或作变送器用时，可采用金属管，由磁性传感器测出浮子位置。

（3）涡轮流量计。由直接安装在管线上的带螺旋形叶片的转子构成。转子旋转产生一系列电脉冲，由安装在管外的电传感器来检测。

（4）电磁流量计。根据法拉第电磁感应定律制造的用来测量管内导电介质体积流量的感应式仪表。在一段电绝缘的管道上，施加垂直于管道轴线的磁场，导电流体通过时，产生的电动势正比于流体的平均速度。电磁流量计在液态钠冷快中子堆中使用。

对压水堆主管道流量，采用上述流量计测量都比较困难，只能间接测量（如弯头流阻或主泵转速）。国外正在研究利用^{16}N测量主管道中的流量。其基本原理是：冷却剂中的^{16}O在堆芯快中子的作用下，产生放射性^{16}N。^{16}N的半衰期只有7.35s。在反应堆出口主管道上，相隔一个固定距离设置两个γ探测器，测出这两点间的^{16}N衰变量，就可测算出冷却剂流经这两点的时间，从而测出冷却剂的速度，并推算出流量。

液位测量　主要是稳压器、蒸汽发生器、反应堆压力容器的水位测量（见反应堆压力容器水位测量）。稳压器的水位信号用来作为稳压器水位调节系统的控制信号，通过调节上充泵流量控制稳压器水位，当稳压器水位超过上限或下限整定值时，发出报警信号。蒸汽发生器的水位信号用来作为蒸汽发生器水位调节系统的控制信号，通过调节给水流量控制水位，并给出上下超限的故障报警信号。当稳压器水位、蒸汽发生器水位超过上上限或下下限整定值时，发出信号触发反应堆保护系统，停闭反应堆。

液位测量设备通常采用差压变送器，为了保持测量精确度，需对由于温度及压力变化所引起的误差进行补偿。

在钠冷反应堆中可以用电阻或电感探头，或声学器件来完成液位测量。

一回路硼浓度测量　通过调节一回路中的硼浓度，以补偿燃耗、中毒等引起的缓慢反应性变化，目的是监测硼反应性控制的状况和堆内的剩余反应性。在德国KWU设计的反应堆上，硼浓度还作为反应堆功率调节系统的输入信号之一。

一回路硼浓度测量主要采用硼浓度计（中子吸收法）进行。基本原理是：使镅-铍（Am-Be）中子源经水慢化给出的热中子，穿过一回路冷却剂，冷却剂中的^{10}B吸收热中子。硼浓度越高，被吸收的热中子越多。然后用BF_3计数管探测穿越过一回路冷却剂的热中子数，根据热中子数的减少量，推算出硼浓度。

蒸汽品质检测　蒸汽干度的检测，目的是保证采用饱和蒸汽工作的核电汽轮机的工作条件。在沸水堆中，可用放射性示踪剂来测定蒸汽干度。蒸汽品质检测一般采用节流式热量计、分离式热量计进行，或两者组合进行。节流式热量计的工作原理是将被测蒸汽经过绝热膨胀，变成过热蒸汽，根据过热度测算出蒸汽干度。分离式热量计的工作原理是把水从蒸汽中分离出来，分别加以度量，来测算蒸汽干度。

水质检测　为了减少一回路冷却剂的水质对一回路设备材料和焊缝的腐蚀，以及一回路系统中的冷却剂放射性水平的影响。水质检测的内容有水中杂质含量的测定，特别是氧离子和氯离子含量、pH值、电导率、残渣含量等参数的测定。

燃料元件破损探测　通过取样对一回路冷却剂中放射性裂变产物的检测，用BF_3计数管探测^{87}Br和^{137}I释放出来的缓发中子，可检测燃料元件的破损情况。沸水堆核电厂利用NaI闪烁计数管从凝汽器抽汽系统和汽轮机轴封蒸汽中探测Xe和Kr等裂变气体，可检测沸水堆燃料元件的破损情况。

蒸汽发生器传热管破损探测　利用对蒸汽发生器二次侧排污水γ射线放射性的探测，或者利用对蒸汽发生器蒸汽出口管上^{16}N的探测，可以监测蒸汽发生器传热管的破损情况。因为只有在蒸汽发生器传热管破损的情况下，才能使一回路带放射性的水流入二次侧，从而使一回路中溶解的氧在辐照下生成的^{16}N放射性气体进入二次侧。

主泵转速测量　在主泵的旋转轴上加工若干个齿槽，附近设置若干个电磁探头。当齿槽旋转经过电磁探头时，由于切割磁力线，而产生电磁感应，生成脉冲，经电子设备计数后，转换成主泵转速。

参考书目

张建民．核反应堆控制．北京：原子能出版社，2009.

hedianchang yiqian he zaiyi jiancha

核电厂役前和在役检查

（pre-service and in-service inspections of nuclear power plant）　为确保核安全相关设备的结构和承压边界的完整性所进行的一系列检验和试验。核电厂役前和在役检查使用无损检测方法，有计划、系

统地对一些机械承压设备进行检查，跟踪已经存在的缺陷，探测新产生的缺陷，并对其分析与评价，以保证到下一次检查前该缺陷不会使设备和部件的功能失效，保证核电厂安全经济运行。

役前检查 在核电厂投入运行前，对所有需在运行阶段实施在役检查的设备、部件实施的全面无损检验活动，是在役检查的一部分。役前检查的范围应包括在役检查的所有样本且不限于此。役前检查旨在提供初始状态下的数据，补充制造和建造过程中的数据，为运行期间实施在役检查提供一个检验结果的零点基准，监督部件中缺陷在服役过程中的扩展程度，同时用来发现部件制造和安装过程中可能遗漏的超标缺陷。役前检查所使用的方法、技术和装备类型必须与以后在役检查使用的相同。

役前检查工作主要着重于：检查所有直接与核安全有关的设备和部件；验证人员和检验工具对被检部件的可接近性；验证自动化检验技术和设备的应用；建立作为比较缺陷存在或扩展与否的零点基准；发现部件制造和安装检验中可能遗漏的任何不可接受的缺陷。

在役检查 分为全面在役检查和部分在役检查。全面在役检查是对所有需要进行在役检查的项目实施100%的检查，部分在役检查是两次全面在役检查之间进行的部分项目的检查，一般在每次停堆换料检修期间实施。

在役检查的目的是检查核电厂系统和部件，特别是反应堆冷却剂系统的关键部件，找出结构可能产生的损伤，以便判断这些设备的安全状态，确认是否应采取补救措施，是保证核电厂安全运行所必须采取的措施。

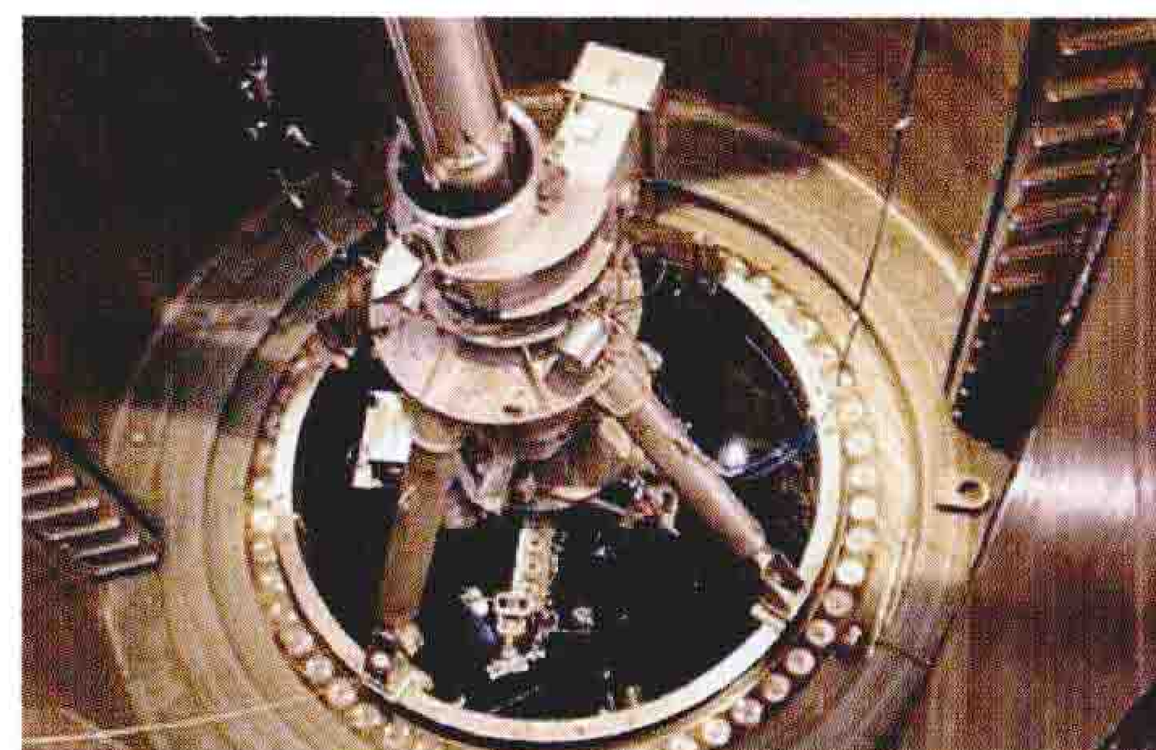
在役检查的设计要求 核电厂在设计时就应考虑的在役检查要求有：对焊缝内外表面可以加工成平滑过渡状和清洁处理，焊缝外侧的平直区域应大于超声探头的扫查长度，以保证受检部位的可检性；受检部位至少应有300mm的空间，接管和支撑物必须避开检查区域，受检部位的保温部件应可拆卸，以保证受检部位的可达性；在强放射性区域应预留检查人员和设备进出的通道及工作空间，使检查工作可自动进行，使检验人员所受辐照剂量减至尽量低的水平。

在役检查大纲 核电厂营运单位必须按照核安全法规的要求，根据制造商提供的相关文件编制出在役检查大纲。它必须详细说明运行开始前要完成的役前检查和核电厂机组运行寿期内要进行的全部检验和试验，以及说明如何和何时进行这些检验和试验。其主要内容包括受检部件和受检区的选择、检验类型的确定和检验周期，以及检验的方法和技术。在役检查大纲和检验结果均需报核安全主管部门审查。核电厂营运单位必须根据经验反馈和现场条件的变更，对在役检查大纲进行审查，必要时作修订。

在役检查范围 在制定在役检查范围时，根据安全重要性应考虑的系统和部件有：反应堆冷却剂系统中的承压设备和部件；为确保在正常运行工况和假想事故工况下反应堆停堆和核燃料冷却所必需的设备和部件；移位或故障可能危及上述系统的其他部件。

在役检查周期 在役检查大纲内容必须在一定的间隔时间内完成，即制订整个运行寿期内的检查计划，提出检查时间表。检查时间表可以采用均匀分布的检查间隔，也可以采用非均匀分布的检查间隔。在均匀分布的检查时间表中，检查间隔为10年左右；在非均匀分布的检查时间表中，检查间隔在核电厂运行早期可以短一些，然后随着经验积累可以延长。然而，不管采取何种检查时间表，在接近核电厂运行寿期末，都可能需要根据缺陷变化的情况，相应地缩短检查间隔。检查间隔可以划分为若干“检查期”，规定在每个检查期内必须完成的检验数量。这些检验可以是整个检查间隔所要求完成的全部检验内容的一部分。

在役检查的设备、方法和技术 由于核电厂在役检查的主要受检部件具有放射性，因此要求某些检查设备具有一定的耐辐照性能和自动化程度。用于在役检查的各项设备及其附件，其质量、范围或量程和精度都必须符合主管部门认可的标准（如图所示为反应堆压力容器自动在役检查机）。在检验时使用的参考试块一般应与被检部件的材料、制造加工条件、表面粗糙度等一致。制造期间和役前检查及以后的在役检查期间，都应尽可能使用相同的参考试块。在役检查的方法和技术必须符合主管部门认可的标准。所采用的方法有目视检验、表面检验、体积检验或这些检验方法的组合。此外，必须通过在役泄漏和水压试验检验承压部件的完整性，以查出可能的泄漏。①目视检验。分为直接目视检验和间接目视检验，用于确定被检部件和设备或被检表面的状况，包括表面划伤、磨损、裂纹、腐蚀、浸蚀或泄漏痕迹等。间接目视检验可代替直接目视检验。间接目视检验可使用光学辅助器具，例如电视摄像机、望远镜、潜望镜、纤维光导镜、照相机以及能提供至少相当于直接目视检验分辨能力的其他合适器具。目视检验前应事先对被检表面进行适当清洗，以便能对检查结果做出正确的判断。②表面检验。用于检验表面或近表面有无裂纹或缺陷存在。表面检验可以使用磁粉法、液体渗透法或涡流法。③体积检验。用于检验在设备或部件材料的整个体积内所存在的裂纹或缺陷。这种检验可以从构件的内表面或外表面进行。通常可以使用射线照相技术、超声法或涡流法。④其他检验方法。如水压试验、泄漏声发射检测、氦气检漏等。可以使用其他替代检验方法或新开发的技术，但必须证实所得结果比规定的方法更好或相当。


反应堆压力容器自动在役检查机

在役检查的无损检验人员资格鉴定 所有在役检查人员必须经过相应培训，具有与其职责等级相称的资格。凡从事与在役检查有关的无损检验人员均需按HAF602《民用核安全设备无损检验人员资格管理规定》进行资格鉴定考核，取得相应的技术等级资格证书后才能进行与所持证书等级及方法相符的检验工作。无损检验人员的技术资格分为Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ三个等级，Ⅲ级为高级，Ⅱ级为中级，Ⅰ级为初级，技术资格证书有效期为5年。

在役检查计划的制订 核电厂应根据编制的在役检查大纲，制订机组每次换料大修的在役检查计划。在役检查

计划必须根据受检部件、检验方式以及机组计划停堆所允许的可达性安排所要求的检验。在一检查间隔期内进行的部件检验顺序，必须尽可能在以后的检查间隔期内予以保持。对于结构设计、制造方法和制造厂家相同的部件，可以通过取样计划减少检验次数、频度和范围。在役检查计划应根据前次检验结果和正常运行监督中所发现的异常进行调整或增补。

在役检查记录　应在核电厂寿期内妥善保存这些记录。每项检验记录必须包括的内容有：①一切相关资料，如设备标识、检查区域的位置与尺寸、检验技术、检验装备型号、探头型号、校准用的仪器及其灵敏度标准等，以保证此项在役检查的重复性和再现性；②超过最低记录标准的全部显示，以及与这些显示有关的全部资料（如部位、大小、长度等）；③所有记录载体，包括射线检验底片、磁带、软盘片、纸带、照片和图表等；④与前次的检验结果和评价的比较；⑤检查评价和总结报告；⑥检验人员所受的辐照剂量。

在役检查技术验证（technical qualification of in-service inspection）　由独立的验证机构对在役检查所使用的无损检验设备、检验程序和操作人员进行综合测试和评价，判定其在役检查技术是否能对缺陷进行有效的检测和定量，又称在役检查技术鉴定。

在过去的20年，世界上不同国家采用了不同的无损检验技术验证方法，主要有美国ASME（Ⅺ）附录Ⅷ、欧洲ENIQ（european network for inspection qualification）和法国RSEM1997规范的在役检查技术验证要求。美国、法国和英国等国家分别在21世纪初把核电厂在役检查技术验证作为强制要求，并已陆续进行了在役检查技术验证。这些方法各有侧重、大同小异。其中的ENIQ验证方法是一种适应性较强的方法，可以满足不同国家法规和技术要求等，现在欧洲多个国家和南非等采用了这种方法。具体方法是：根据在役检查的无损检验技术规格书，独立验证机构对检验技术能力进行综合验证，判定使用的检验程序、设备和人员是否满足所提出的技术规格书的要求。验证通常包括技术评价和实际测试两个阶段。技术评价包括检验技术的应用经验、实验室研究成果以及计算机数学模型分析结果等多方面综合分析。实际测试则是在具有代表性的缺陷测试试件上进行实际检测，可分为盲测（即操作人员在不知道试件中缺陷的情况下进行测试）和非盲测两种。测试试件必须能够代表相应的所有被检部件的特点。

hediànchǎng yíngyùn dānwèi

核电厂营运单位（nuclear power plant operator）

持有国家核安全部门许可证（执照），负责经营和运行核电厂的单位。它对核电厂安全运行负有全面的责任。核电厂营运单位的组织机构和生产管理除必须遵守一般发电企业的基本准则之外，还必须遵守国家核安全部门颁布的核安全相关法规，以确保核电厂的安全特别是核安全功能得到切实的组织保障。

组织的功能构成　经营和运行核电厂的单位，在设计其组织结构时，应按功能划分组建的生产和管理部门有运行值班、日常维修和大修管理、构筑物维护和管理、核安全管理、质量保证、运行经验反馈、核事故应急管理、辐射防护管理、环境辐射监测、放射性废物管理、化学、在役检查、物理、保卫、生产计划、培训、执照申请、核燃料管理、消防、工业安全、保健物理、备件材料仓储和设备管理、信息与文档管理、采购及合同、财务和预算、人力资源、法律事务、行政服务等。

按核安全法规，上述功能构成又可大致归纳为决策职能、运行职能、支持职能、审查职能。①决策职能，包括确定管理目标，确定核安全和质量政策，分配财力、物力和人力资源，批准管理大纲内容，制定使员工状态胜任其工作的制度，并根据实现管理目标过程中的业绩对上述各项制定必要的修改计划。②运行职能，包括在运行状态和事故工况下为核电厂运行作出管理决定和采取行动。③支持职能，包括从厂内外组织获得为执行运行职能所需要的技术和管理服务及设施。④审查职能，包括对履行运行职能和支持职能的情况进行严格监察，并进行设计审查。监察的目的在于验证是否符合核电厂安全运行的规定目标，发现偏离、缺陷和设备故障，并为及时采取纠正措施及进行改进提供信息。审查职能还包括对营运单位的整个安全业绩进行审查，以便评价安全管理的有效性和确定改进的可能性。

营运单位职责　核电厂营运单位必须建立并以文件确定组织机构，保证履行实现核电厂安全运行，其职责为：①在营运单位内部划清职责并授予职权；②确定并验证管理大纲的满意实施；③提供充分的人员培训；④建立与国家核安全监管部门、其他有关部门以及地方政府的联络渠道，以处理好与安全有关的事宜；⑤建立与设计、建造、制造、核电厂运行和必要的其他（国内和国际）组织机构的联络渠道，以保证信息传递、运行经验反馈以及安全问题的响应能力；⑥提供足够的资源、服务和设施；⑦提供适当的公众咨询和联络渠道。

生产管理程序　根据核电厂运行质量保证大纲，为保证安全运行而制定的生产管理文件。生产管理程序涉及可能影响安全并能预先计划的所有活动，包括运行、维修、技术支持、辐射防护、环境监测和保护、应急等。生产管理程序必须满足HAF103《核动力厂安全运行规定》的要求，须将这些程序提交国家核安全监管部门批准。核电厂营运单位必须根据已制订的生产管理程序进行所有的生产活动。如果要开展已正常使用的程序以外的生产活动，必须根据已制订的管理程序编制专门的程序，这些专门的程序必须包括所建议活动的内容和操作细节，必须仔细审查这种活动的安全问题。涉及安全的专门程序必须提交国家核安全监管部门批准。这些专门程序的批准必须遵循与核电厂正常程序批准同样的过程。



生产人员配备　以文件形式规定直接从事核电厂运行人员和支持性人员的配备。核电厂营运单位（包括核电厂运行单位）必须配备称职的管理人员和足够数量的合格工作人员，他们应熟知有关安全的技术和管理要求，并具有高度的

安全意识。当聘用和提拔管理人员时，对待核安全的态度必须是选择的标准之一。对工作人员业绩评价的内容必须包括对待安全的态度。可能影响核安全的所有活动必须由合格且有经验的人员来完成。为保证核电厂在所有运行状态下安全运行、减轻事故后果并对应急状态作出正确的响应，必须制定生产人员培训大纲，对从事生产管理和运行、维修、技术支持的人员进行培训，经考核合格后授权，并以书面形式明确规定从事岗位、职责和授权级别。与安全有关的某些活动可以由核电厂机构以外（如承包商）的合格人员来完成，在厂区内或厂区外实施这些活动时，必须由核电厂运行管理者批准，且核电厂工作人员必须有效地控制和监管承包商工作人员的活动。

操纵员、高级操纵员是核电厂主控制室直接从事反应堆控制系统操纵的人员。为了保证操纵反应堆的人员符合资格要求，核电厂从事反应堆运行操作的申请者必须经过相应的培训和考核，考核标准由核电厂主管部门或其委托的单位制定，报国家核安全局核准。国家核安全局对考核过程进行监督，考核合格后还要对申请人员的资格（包括身体、心理状况，核电厂运行时间等）进行审查，通过后才能颁发核电厂操纵员执照。执照分为核电厂操纵员执照和高级操纵员执照两种（见核安全许可证制度）。持操纵员执照或高级操纵员执照的人员方可操纵核电厂反应堆控制系统，持高级操纵员执照的人员方可指导他人操纵核电厂反应堆控制系统，持高级操纵员执照的人员方可担任核电厂正、副值长和运行部主任（或相当的技术职务）。核电厂操纵人员执照的有效期为两年，欲延长其有效期者，必须办理换发新执照的手续。离开本职工作6个月以上者，原有执照自行失效。

国家核安全局规定了每个运行值所配备的反应堆高级操纵员和反应堆操纵员的数量。此外，核电厂营运（运行）单位还要规定每个运行值在岗人员最低人数，以应付异常事件或事故的处理。核电厂每个运行值中必须有3名持照人员，其中至少应有一名持有核电厂高级操纵员执照。在运行值班中未取得操纵员执照的培训人员，应在持照人员监护下操纵反应堆控制系统，持照人员必须对被监护人员的一切操纵负全部责任。有精神疾病、心血管疾病、听觉或视觉缺陷以及可能引起判断力减弱或运动肌共济失调禁忌症的，不能从事核电厂操纵人员职业。

组织结构和人员配置基本原则 核电厂营运单位在设计其组织结构和人员配置时需要考虑的重要因素包括：它所经营的核电机组的数量和地域分布，工业部门和社会所能提供的服务条件等。核安全法规允许核电厂营运单位可以有不同的组织结构，但其结构设计和人员配置一般应符合以下一些基本原则：①核电厂营运单位一般应任命核电厂运行管理负责人，即核电厂厂长，他对安全运行负有直接责任。核电厂营运单位必须授予他足以保证有效地履行其职责的权力。②组织机构的职能分工明晰，各级管理层职责和权限明确，并在核电厂营运单位的质量保证大纲中加以规定。③在核电厂厂区工作的人员必须符合资历要求，并在培训合格后才给予和工作岗位相应的授权，其中反应堆操纵员和反应堆高级操纵员必须取得国家核安全局颁发的执照。④核电厂营运单位可以从其他实体取得服务，或聘用专家，但核电厂营运单位必须始终对安全负责。⑤为了保证操纵反应堆的人员合乎资格要求，国家核安全局规定了每个运行值所配备的反应堆高级操纵员和反应堆操纵员的数量。⑥核电厂营运单位要建立一种对运行值随时提供支持的响应机制，即待命机制。待命者主要是维修、环境监测、辐射防护、化学分析、技术支持等各部门的生产技术骨干，在非工作时间处于待命状态，他们能随时应现场运行需要处理设备故障，特别是在事故状态下承担核电机组应急支援的任务。

安全文化建设 核电厂营运单位必须加强安全文化建设，制订核安全政策并由所有厂区人员贯彻执行，把核电厂安全放在首位，当生产和计划进度与安全要求出现矛盾时，必须坚持安全优先的原则。核安全政策中必须承诺对安全重要的所有活动都要达到优良效能，并鼓励员工采取质疑的工作态度，严谨的工作方法和养成相互交流的工作习惯，提升核电厂营运单位的安全业绩。（见安全文化建设）

运行经验反馈 核电厂在运行和维修等生产过程中，因设备故障和人为原因发生停机停堆、设备损坏或人员伤害等事件时，要进行根本原因分析，以便吸取经验教训，采取改进措施和纠正行动，以防范同类事件再次发生。（见运行经验反馈）

hedianchang yingji dianyuan xitong

核电厂应急电源系统

(emergency electrical power system of nuclear power plant) 核电厂在失去厂外电源，同时本厂主发电机不可用时，向核电厂安全系统和设备提供应急电源的系统。核电厂应急电源系统一般包括高压安全电源系统、低压安全电源系统、交流不间断电源系统和安全级直流电源系统，用以确保核电厂事故工况下反应堆的控制、监督及其安全停闭和冷却。

高压、低压安全电源系统 在采用能动安全系统核电厂中设置。一般设置4～6段高压（10～6.6kV）安全母线和若干段由高压安全母线降压后供电的低压安全母线。核电厂正常运行情况下，高压安全母线由高压厂用母线供电。当失去所有厂外电源和主发电机不可用时，起动应急柴油发电机组向高压安全母线供电。高压、低压安全电源系统为安全级系统，属抗震Ⅰ类，按安全系统要求进行设计。

在每一段高压安全母线上均接一台应急柴油发电机组作为应急电源。应急柴油发电机系统为核安全级，按单一故障准则（见安全系统设计准则）设计，属抗震Ⅰ类，满足抗击外部灾害要求，并按安全级设备要求进行质量鉴定。设计中要考虑保证它随时迅速起动，并在很短时间内带负荷。要满足起动和带负荷时的时间顺序及阶跃加载性能要求，并保证在突加或突卸负荷时的瞬变影响下，不使柴油发电机组的电压和频率变化达到不允许的限值。柴油发电机组连续额定功率根据设计基准事故时的最大需求功率确定。

交流不间断电源系统 用于对采用交流电源供电而不允许中断的安全及重要系统和设备进行供电。正常情况下，由低压交流电源经过整流器和DC/AC逆变器向安全及重要系统和设备供电，在失去整流器电源初期，交流不间断电源由蓄电池组通过DC/AC逆变器供电。当DC/AC逆变器不可用时，对于能动安全压水堆核电厂，交流不间断电源由静态开关切换到由低压安全母线供电；对非能动安全先进压水堆核电厂AP1000，切换到由备用柴油发电机供电的低压厂用

母线上供电。交流不间断电源系统为安全系统，属抗震Ⅰ类，按安全系统要求进行设计。

安全级直流电源系统　用于向安全和重要的、采用直流供电的仪控系统和通信系统的设备，以及为交流不间断电源系统中的DC/AC逆变器进行供电。它由蓄电池组、整流器和配电装置组成，供电电压根据核电厂用电设备要求确定。该系统为安全系统，属抗震Ⅰ类，按安全系统要求进行设计。

在发生全厂失电即失去所有厂外电源、主发电机和应急柴油发电机不可用时，按纵深防御原则设计，设置1～2台非安全级的全厂断电柴油发电机组，向排出堆芯余热的设备、部分通风系统、必要的仪控系统和主控制室照明等提供电源。当相应安全母线电压低于规定限值时，可在主控制室手动起动并按程序起动相应用电设备。［见全厂断电（SBO）柴油发电机组］

hedianchang yingji zhihui zhongxin

核电厂应急指挥中心　（nuclear power plant emergency command center，ECC）　核电厂营运单位应急响应的指挥、管理和协调中枢，是核事故应急期间应急指挥部和国家有关部门代表的工作场所。又称应急控制中心或应急响应中心。应急指挥中心是核电厂最重要的应急设施之一。

设置在应急指挥中心的应急指挥部在应急响应过程中负责指挥和全面管理、协调场内应急响应行动，与场外有关应急组织进行通信联络，通报事故信息、应急状态和应急响应信息。

设置与配置　应急指挥中心一般由应急指挥室、技术支持室、辐射评价室、通信室、休息间、配电间、柴油发电机房、风机房、食品储存间和必备的生活设施所组成。中心应配备必要的应急资源，如安全分析报告、环境影响报告书、应急计划和相关实施程序、周边区域地形图、核电厂平面布置图、事故规程、系统流程、电气图、技术规格书、应急联络表、广播警报发布台、通信电话、传真机、个人剂量计与个人防护用品等。

应急指挥中心为完成基本功能通常需要装备某些系统，如计算机辅助应急决策系统、信息传递通信系统和信息显示系统等。计算机辅助应急决策系统是利用计算机的软硬件系统建立核事故应急响应所需的各种信息资源，同时将应急决策所需的各种评价软件集成一体的综合系统。信息传递通信系统和信息显示系统是指将应急响应中各种关键信息进行综合显示的软硬件设备的总和。

地点选择及可居留性评价　应急指挥中心应设在核电厂的场内与主控制室相分离的地方，确保在应急响应期间应急人员可以顺利地达到该中心；应满足在厂址发生地震时能够顺利开展工作的需求。应急指挥中心可获得核电厂的重要安全参数和场内及其邻近地区放射性状况信息以及气象数据，为便于应急指挥人员决策，还需设置各种数据传输和显示系统，同时，还需有联络主控制室、辅助控制点、场内其他重要地点以及场内外应急组织的可靠通信手段；应单独设置通风与空调净化系统，以保证具有足够的密封，并有适当长时间防护因严重事故而引起危害的其他措施，确保其可居留性。应急指挥中心的入口还应设有污染检查和去污设施，当外部污染严重时可以防止其内部受到过量污染。另外，该中心内还应储备应急响应人员在整个应急响应期间生活所需的食物、饮用水以及备用个人防护用品。

应急指挥中心的可居留性是一项重要的安全要求，包括要采取适当措施保护其内的工作人员，防止事故工况下可能形成的过量照射、放射性物质的释放或爆炸性物质或有毒气体之类险情的继发性危害，以保持其采取必要行动的能力。对应急指挥中心进行可居留性的评价不应局限于核电厂设计基准事故，应适当考虑核电厂严重事故的影响。

如果应急指挥中心对所有假设的事故条件不能全部适用，还需在不大可能受到影响的合适地点设立一个备用应急指挥中心，其功能基本上应能达到应急指挥中心的相关要求。

核电厂应急指挥中心是核电厂应急响应工作的需要。日本福岛核电厂事故发生后，中国国家核安全局进一步明确了对核电厂应急指挥中心的功能和资源配备要求。在国家核安全局发布的《应急控制中心可居留性及其功能的技术要求》中明确：应急控制中心按厂址所在地区地震基本烈度提高一度进行抗震设计，并按照设计基准地震动SL-2（相当的地面加速度）进行校核；应具备抵御设计基准洪水危害的能力，在遭遇超设计基准洪水（假想设计基准洪水位叠加千年一遇降雨）的情况下，可参照《核电厂防洪能力改进技术要求》进行防水封堵。

hedianchang yunxing anquan guanli tixi

核电厂运行安全管理体系　（safety management of nuclear power plant operation）　核电厂营运单位为保障核电厂的运行安全所建立的管理系统，主要包括安全目标、行政管理制度、持续改进机制等。《核电厂安全运行管理》强调：核能发电技术不同于传统的火力发电技术，核电厂的管理重点必须放在核安全和辐射防护以及有关的管理要求上。一个有高水准安全文化的营运单位必定在实践中形成了得到全体员工支持的有效的安全管理体系；反过来，这种安全管理体系又将通过所提供的手段来推进安全文化，创造出有助于培养管理层人员和工作人员对安全采取正确态度和良好习惯的工作环境，取得良好的安全业绩。

安全目标　在各种工况下保持堆芯熔化概率足够低，并使严重事故的后果限制在可接受的水平。为了保证核电厂以安全方式运行，使安全目标在相当大的程度上具有可度量性，运行的核电厂一般都建立自己的业绩指标体系。其中，某些业绩指标如流出物向环境的排放量和三道安全屏障完整性监督指标等是营运单位对国家核安全和环境监管机构的承诺；另一些指标则用来度量营运单位的安全管理体系的有效性。美国三里岛核电厂事故和苏联切尔诺贝利核电厂事故以后，首先是美国核动力运行研究院，随后是世界核电运营者协会推行一套业绩指标体系（见核电厂运行性能指标），用来综合衡量核电厂的安全管理的有效性。指标体系的推行，在相当程度上促进了世界核电厂运行业绩的提高。核电厂营运单位在建立自己的指标时要向业已通行的指标体系靠拢，以便与同行相比较。

行政管理制度　核电厂营运单位必须制定一整套行政管理制度以使安全管理体系的运作有章可循，行政管理制度大

致有两个层次：第一个层次是管理大纲或管理政策。营运单位一般把核电厂质量相关的生产活动分成运行、维修、定期试验、辐射防护、环境监测、燃料管理、在役检查、培训、文件管理等十几个类别，每一类别分别建立一份或数份管理大纲或管理政策。其中包括公司的承诺，内部人力、物力资源配置方针，外部人力、物力资源的使用政策，内部组织的责任划分，工作过程的计划、准备、审查、实施和监查的原则等。规定内容往往涉及众多工作过程和若干部门，批准生效后保持相对稳定。第二个层次是执行程序。一份管理大纲或政策往往要由若干份执行程序具体化，一份执行程序一般只涉及一个工作过程或一个部门，其更新改版的频度高于大纲或政策。

(1) 质量保证和程序化原则。必须有运行质量保证的专业部门，进行以绩效为基础的质量管理活动。核电厂根据事先经过批准的规程体系来运行，服从严格的行政管理，核电厂工作人员必须是遵章守纪的授权人员。

(2) 纵深防御原则。核电厂采取纵深防御的原则，使得单项的人因失效或设备故障不会造成放射性屏障的丧失。纵深防御原则在运行阶段体现在：①事故预防，确保机组始终处于运行安全界限以内；②异常处理，及时探测可能发生的偏离，迅速采取措施，使机组状态恢复正常；③控制事故，专设安全设施被触发后按事故处理规程进行处理，防止事故扩大，必要时起动应急响应；④安全文化建设，即培育广泛深入的安全意识，把安全作为每个岗位的首要职责，减少人因差错。(见纵深防御原则)

(3) 培训与授权原则。实行系统化培训方法，只有经过培训和授权才能上岗。

(4) 工程技术保证原则。核电厂应有强有力的工程技术支持，对设备寿期、堆芯燃料、回路水质等进行管理，工程服务部门还要向核电厂提供专项试验和核电厂修改方面的支持。

(5) 独立安全监督。核电厂安全监督部门独立于生产运行部门，及时探测异常或意外，独立评估机组安全状态，该机构直接对厂长负责。

持续改进机制　安全管理体系必须具备内部持续改进机制，形成政策和制度。这就要求在安全管理体系中，除了依靠独立于生产运行部门的质量保证部门和安全监督部门及时发现偏差，及时采取纠正行动外，还必须建立经验反馈制度（见运行经验反馈）和内部自我评估制度。自我评估就是营运单位的个人、工作层、管理层对各项安全相关活动和工作过程中安全管理体系运作的有效性作经常性的自我检查，对安全业绩和安全目标量值的变化趋势做出评价，发现薄弱环节和缺点，及时采取纠正行动，以达到持续改进的目的。

hedianchang yunxing anquan yaoqiu

核电厂运行安全要求 (safety requirements for nuclear power plant operation)　核安全法规对核电厂运行的基本安全要求。核电厂运行必须遵循运行规程、运行限值和条件，运行规程、限值和条件必须根据设计、安全分析、调试的结果来确定。在核电厂运行寿期内必须保证有足够的合格人员和工程技术支援力量，必须执行报告制度和经验反馈。

贯彻安全第一的方针　核电厂营运单位必须对核电厂的安全运行负全面责任。应把运行安全放到优先于经济和计划之上。对安全重要的活动都要达到优良水平，必须遵守核安全法规要求，接受国家核安全监管部门的监督。

质量保证　营运单位必须编制和实施一项可能影响核电厂安全运行活动的全面质量保证大纲。必须使质量保证成为确保安全的所有活动必不可分的部分。

合格人员　运行、维护、试验、检查和支持功能，必须由足够的受过适当培训并得到授权的人员按规程进行。

对于运行人员和维护人员必须制定培训和再培训计划，使他们能安全有效地履行职责。特别要加强对控制室人员的培训，包括应用核电厂模拟机进行培训。

调试　调试前必须完成安全分析报告和调试大纲，并经国家核安全监管机构审查批准。调试大纲必须证实核电厂的建造符合设计及安全要求，并包括必要的可供运行人员应用的运行规程。

运行限值与运行条件　必须在核电厂运行许可证（见核安全许可证制度）中规定运行限值和条件，以确定运行的安全界限。核电厂改动时，安全分析、运行限值和规程等必须修订。

核电厂必须通过安全分析、试验及运行经验反馈，确定一组运行限值和运行条件，作为运行安全界限。在这个界限内，核电厂不会受到不良的效应或不能接受的损坏。对于一些关键的核电厂参量，必须设定正常运行限值和整定点，并由自动系统加以控制。

运行规程　营运单位必须建立经批准的书面化的规程作为对预期运行事件和事故的响应基础。

营运单位必须利用详细的、验证过的和正式批准的规程来管理核电厂的正常运行。另外，还必须制定应急运行规程，为操纵员对异常事件的恰当操作提供依据。

工程与技术支援　在核电厂的整个寿期内，在所有安全重要的方面都应能得到工程与技术支援。核电厂应能从工程单位、电厂供货商或专家团体获得对电厂改进、修理、专门试验等工作的帮助，也需要在做分析工作时获得帮助。

报告制度与经验反馈　营运单位必须将安全重要事件报告给安全监管机构。营运单位或安全管理机构必须做出计划来分析运行经验，以保证从中吸取教训并采取合适措施。这些经验应当与国内外同行共享。

设备维护　营运单位必须制定并实施安全重要构筑物、系统和部件的维修、试验、监督和检查的大纲。必须确定核电厂所有的安全重要构筑物、系统和部件的维修、试验、监督和检查的标准和频度，以保证构筑物、系统和部件的可靠性和有效性与核电厂整个寿期内的设计要求始终保持一致。

辐射防护和放射性废物管理　营运单位必须制定和实施辐射防护大纲，以保证在所有运行状态下，由于核电厂的电离辐射或由于从核电厂有计划地释放放射性物质所引起的辐射剂量保持在规定的限值以下，并保持在合理可行尽量低的水平。按适当运行实践，必须将核动力厂产生的放射性废物的活度和体积保持在实际可行的最小量。必须严格控制放射

性废物处理和中间储存，使其符合放射性废物最终安全处置的要求。

定期安全审查　在核电厂整个运行寿期内，考虑到运行经验和从所有相关来源得到的新的重要安全信息，营运单位必须根据管理要求重新对核电厂进行系统的安全评价。必须用定期安全审查的方式来确定安全分析报告的有效程度。定期安全审查必须考虑核电厂的实际状况、运行经验、预期的寿期末状况、分析方法、适用的规定、标准及科技水平。

hedianchang yunxing caozuo guicheng

核电厂运行操作规程　(operating procedures of nuclear power plant)　指导核电厂运行人员对机组系统进行各种操作和监护，处理系统和设备故障及各种事故的书面文件。它是核电厂运行的基础性文件，使核电厂的一切操作有章可循，对保证机组的安全运行具有十分重要的意义。核电厂运行操作规程必须在核电厂投产前就事先编好，一般以设计单位或供货商提供的系统设计手册、定值手册、设备运行维修手册等文件为依据进行编写，并在调试过程中或在全范围仿真机上进行验证，经过一定的审批程序批准生效后才允许使用。随着运行经验的积累，或由于实施修改项目，核电厂运行操作规程必须及时更新、纠正、修改和评审，以保证核电厂运行操作规程的准确性和完整性。

核电厂运行操作规程由正常运行操作规程、报警手册、事故处理操作规程组成。正常运行操作规程适用于电厂正常运行工况的需要，报警手册适用于异常工况处理，事故处理操作规程适用于事故处理。当机组或某个（些）系统由于换料大修等原因不能按照原有运行操作规程进行操作时，必须由有关的授权人员编写临时运行指令并经批准后方可实施操作，临时运行指令只在短期内有效。

hedianchang yunxing duli yanzheng

核电厂运行独立验证　(independent verification of nuclear power plant operation)　在核电厂运行期间，由具有独立性的合格人员，对安全重要物项通过监督检查和提供客观证据，表明规定要求已经满足并予以认可的活动。

当有必要对活动的正确性进行独立评价，或有关法规、标准或管理规章中有要求时，必须进行独立验证；这种独立验证活动必须由具有相应资格和对被验证的活动不负直接责任的人员进行。

在运行核电厂中，独立验证专指对实施的重要操作（如机组状态变更的动态控制点、重要系统或设备的状态设置、行政隔离等）是否正确、由具有独立性的合格人员进行的独立核实工作，而且是针对维修工作范围之外的活动。对维修工作而言，这种独立核实工作称为独立检查。（见核电厂状态控制）

hedianchang yunxing jishu zhichi

核电厂运行技术支持　(technical support for nuclear power plant operation)　有狭义的核电厂运行技术支持和广义的核电厂运行技术支持两种。狭义的核电厂运行技术支持是指核电厂技术支持部门或设计单位、设备供货商及专业技术服务公司为核电厂运行提供的技术支持服务，主要内容包括燃料管理、起动物理试验、化学监督、金属监督、在役检查和性能试验等。广义的核电厂运行技术支持指国际原子能机构的技术文件IAEA-TECDOC-1078中论述的核电厂运行技术支持活动，内容包括核安全管理、日常运行监管、核工程工作、电厂性能优化、设备与技术管理、应急与环境保护等方面。

核安全管理　制定并执行核安全政策，基于最好的核安全实践提高运行标准，贯彻安全文化；管理日常核安全活动，进行核安全监督；确保核电厂运行符合安全分析报告、执照文件和核电厂核安全政策要求；从核安全角度审查设计与运行，开展安全评审和运行经验反馈。

日常运行监管　系统工程师参与运行决策与评价，针对运行问题提供日常技术建议与指导，经常去现场观察工作执行过程和核电厂设备状况，控制设备和运行规程的临时变更。在执行的工作和遇到的问题，处理问题时能够立即提供技术建议和支持。

核工程工作　包括：①风险评价。利用监督试验结果更新核电厂风险模型，进行安全分析，评估因设备冗余度降低或反应堆核特性变化引起的安全裕度降低的严重性，分析异常事件和非正常运行工况，协助运行判断和决策。②反应堆工程。开展反应堆起动物理试验和热工水力安全分析，进行化学监督，实施燃料性能技术监督及燃料存储控制，开展安全系统趋势分析及评估。③燃料操作。做好反应堆燃料装卸管理，防止燃料在运输、存储、操作过程中的损坏，确保燃料装载与经过计算得出的堆芯布置方案完全一致。

电厂性能优化　包括：①规程优化及升版。根据经验反馈和技术变更及时升版规程。②运行优化。做好定值管理，优化定期试验方法和试验频度，优化报警提示方式，做好临时运行指令管理。③维修优化。优化维修大纲，改进维修规程，改进专用工具，做好材料控制和物项替代管理。④大修优化。优化大修项目和工作计划，修改工作步骤，减少人员辐照剂量。⑤计算机系统优化。优化管理数据库，使用数据库进行预测和趋势分析。

设备与技术管理　包括：①材料管理。控制使用环节确保材料正确使用，确定核级材料追溯要求，评估并批准替代使用物项、为物资采购提供技术支持。②变更控制。控制对系统、软件、定值或运行文件的变更，跟踪并及时反馈变更状态。③设备鉴定。建立设备数据库，定期鉴定设备性能，在整个核电厂寿期内评估、监视并维持所有安全相关设备的功能。④在役检查。制定并实施在役检查大纲和在役检查计划，评估检查结果并制定纠正措施。⑤延寿管理。建立核电厂部件寿期老化状态评估机制，实施优化延缓老化的运行策略。

应急与环境保护　包括：①事件管理。进行根本原因分析，找出导致事件发生的系统性因素，采取纠正行动。②应急准备。制定应急计划及实施细则，定期组织厂内外人员进行应急演习。③辐射防护。在工作实践中确保受照剂量合理可行尽量低。④废物管理。实施放射性废物处理，控制废气、废液排放，并使固体废物最小化。

hedianchang yunxing jianhu yanzheng

核电厂运行监护验证 (supervision of nuclear power plant operation) 对由于操作不当立即会对核电厂的安全和可靠性以及工作人员造成威胁的某些特殊作业(如安装跨接线、拆除电线、拆除操作开关或断路器等),必须在进行这些作业的同时由另一位合格人员对操作过程进行现场见证。在质量文件中必须有完成监护验证人员的签字。核电厂运行监护验证的主要作业有:①涉及核安全、人身安全和重要设备安全的操作的关键步骤;②实施重要的、结果不可逆转的活动;③维修前正确界定工作对象;④根据准则核对试验数据;⑤复杂的工作、不熟悉的工作或容易弄错对象的工作;⑥当有工作人员提出监护要求时;⑦当要避免因出错而产生不利影响时。

hedianchang yunxing tedian

核电厂运行特点 (operational features of nuclear power plant) 由于核电厂运行期间产生大量放射性物质而可能引发核安全问题,使其具有与常规火电厂显著不同的特点,包括反应性控制,反应堆余热排出,放射性防护,放射性废物的处理和处置,宜基本负荷运行,一、二回路水化学特殊要求,反应堆操纵人员特殊要求,以及最终需退役处置。不同堆型的核电厂具有基本相同的运行特点。

反应性控制 对反应堆链式裂变反应的控制,用来控制反应堆的状态(临界、次临界),反应堆起动后用来调节反应堆的功率水平。核电厂的能量来源于反应堆核燃料内发生的自持链式裂变反应,反应变化快慢取决于向反应堆内引入反应性的速率与大小。在某一时刻引起反应性变化的主要内容有:控制棒位置变化、反应堆冷却剂(或慢化剂)温度变化、核燃料的燃耗、堆内毒物变化等,压水堆的硼化稀释引起的硼浓度变化、沸水堆冷却剂内空泡的数量变化、重水堆内慢化剂重水装量的变化也会导致反应性变化。运行人员必须掌握反应性变化特点,严谨执行规程,严格控制向堆内引入正反应性的速率,避免引起反应堆功率上升周期过短。为保证反应堆的安全,要求在任何运行工况下反应堆有足够的停堆余度,确保反应堆停堆保护系统有足够的停堆能力。反应堆保护系统的可用性必须满足运行技术规格书规定的要求,确保反应堆在任何故障状态下能够自动停堆。(见反应堆控制)

反应堆余热排出 核电厂停堆后,堆芯核燃料裂变产物衰变会产生大量的剩余释热,且持续时间长,如不排出,有可能使核燃料过热而损伤。为防止燃料组件损毁,在核电厂中设有停堆冷却系统、安全注射系统、不间断电源(包括应急柴油发电机组)与重要循环冷却水源等。核电厂运行中必须保证反应堆余热排出,即使发生全厂断电与设计基准地震时,也要确保堆芯冷却。从堆芯卸出的乏燃料中有大量放射性裂变产物,在其衰变过程中会产生大量热量,必须对乏燃料进行持续冷却,否则乏燃料温度升高会引起燃料包壳破损,使放射性裂变产物释放到环境中。在水冷堆核电厂中设有专门的乏燃料冷却与净化系统,将乏燃料储存在一个很大的乏燃料储存池中,并通过泵和热交换器连续运行对其进行冷却。

放射性防护 核裂变反应会产生大量的放射性物质和放射性辐射,而放射性物质的失控释放可能对环境造成严重后果。因此,核电厂通过屏蔽、放射性流出物控制和设置三道屏障来实现放射性包容。

为避免工作人员在运行维修中受到过量的辐射危害,核电厂都制定和实施专门的辐射防护措施,将厂内工作人员的辐照剂量限制在规定的限值内,以保护工作人员。(见辐射防护)

核电厂运行维修产生的放射性废气和废液,要经过一段时间的衰变和处理,经检验合格符合国家规定后才允许作为非放射性物质对外排放。

核电厂设置有防止放射性外逸的三道屏障(燃料包壳、反应堆冷却剂系统承压边界和安全壳),将带有放射性裂变产物和活化产物限制在三道屏障内,运行中应确保三道屏障的完整性,发现异常按运行技术规格书规定实施后撤至冷停堆安全状态。

核电厂都建立了应急组织和应急计划,以便在事故状态下迅速有效实施保护公众的应急防护措施,避免或减少公众在事故状态下可能受到的辐射照射。(见核事故应急管理)

放射性废物的处理和处置 核电厂放射性废气必须经过储存衰变45天以上,经碘过滤器或高效过滤器过滤满足排放许可条件后才能申请排放。在正常运行和维修过程中产生的放射性废液要经过处理(见放射性废物处理),并取样分析,符合国家规定后才可作为非放射性物质向环境排放。核电厂气态、液态物质的排放必须严格遵守风向、风速、潮位变化和放射性监测等的要求。核电厂采用多种测量手段来进行厂区内外的放射性监测,并接受国家环境保护部门的监测和监督,定期进行辐射环境质量评价,确保厂区周围居民的安全。

换料取出的乏燃料和运行维修产生的放射性固体废物需严格按核安全法规要求进行储存、运输和处置。(见放射性废物处置)

宜基本负荷运行 商用核电机组功率大、比投资高、燃料成本低,为提高经济性,核电厂宜作为基本负荷在额定功率或尽可能接近额定功率的情况下连续运行,因此核电厂的负荷因子都比较高。此外,核电厂带基本负荷运行还可减少因功率变动而产生的放射性废水的处理量。

一、二回路水化学特殊要求 一、二回路水质管理是关系到燃料元件和设备部件能否在工作寿期内安全运行的关键问题。一回路水质变差会造成:燃料元件表面污垢沉积,影响传热;腐蚀产物增加,而腐蚀产物在中子辐照下会被活化,生成放射性同位素(见核素)(主要为^{60}Co),从而给维修与检查带来困难;水中出现过量的氯离子、氟离子和溶解氧,可使不锈钢设备与管道及蒸汽发生器因科镍传热管发生严重的应力腐蚀。二回路水质直接关系到蒸汽发生器运行的可靠性。二回路水中的杂质会产生氢氧化物(游离苛性物质)。这些化合物的过量浓集会导致蒸汽发生器的传热管产生晶间应力腐蚀。对用海水冷却的核电厂,尤其需要防止海水漏入二回路。

核电厂制定了严格的水质管理程序和水质标准,通过在线监测仪表和定期取样分析进行监督。(见核电厂水化学)

反应堆操纵人员特殊要求 反应堆操纵员与高级操纵

员，对核电厂的安全运行负有直接责任，必须满足国家核安全监管机构规定的资格要求，要经过基础理论、工程知识和核电厂全范围模拟机的培训，由国家核安全监管部门主持考核，包括笔试、口试和核电厂模拟机操作考试合格。此外，操纵员至少有两年运行岗位实习、高级操纵员至少担任两年操纵员的经历，经资格审查合格者由核安全监管机构发给执照（见核安全许可证制度）才能上岗。发照两年后，还要重新复核一次，在确认持照人有足够的连续运行经历并完成了必要的定期再培训之后，才延续执照的有效期。（见生产准备）

最终需退役处置　核电厂使用寿期结束后，必须按规定实施最终退役处置，使厂址达到不受限制地利用或与生态相容的环境。这是一项用时很长的工程，根据各国的退役技术政策，一般需要几年甚至几十年。（见核电厂退役）

hedianchang yunxing xingneng zhibiao

核电厂运行性能指标　（performance indicators of nuclear power plant）　衡量核电厂运行期间的核安全、可靠性、机组效率及人身安全等方面的定量描述。世界核电营运者协会（WANO）颁布了一套统一的性能指标，包括机组能力因子、非计划能力损失因子、强迫能力损失率、电网相关能力损失率、临界7000h非计划自动停堆数、安全系统性能、燃料可靠性指标、化学指标、集体辐照剂量、工业安全事故率、承包商工业安全事故率共11项指标，由各个核电厂每季度统计并报送，协会每年出版性能指标年报。其中除给出统计分布外，还按所有被统计机组或堆型，给出各项指标当年或三年的最佳四分点值、中值和平均值。中值一般又称为行业值。制定这些指标的目的主要是监测与评定核电厂运行状况与发展趋势，并为营运单位改进核电厂总体性能提供同行参考信息。

机组能力因子　给定时间内可用发电量与同一时间内额定发电量的比率，用百分比表示。这两个电量值都与额定环境条件有关，额定环境条件是代表机组年度平均（或典型）的环境条件。可用发电量是在额定环境条件下仅考虑核电厂管理控制范围内的限制（即设备性能、人员状况及工作控制）而生产出来的电量，额定发电量是指在额定环境条件下不间断满功率运行可以生产出来的电量。

非计划能力损失因子　在给定时间内非计划发电量损失与额定发电量的比，用百分比表示。非计划发电量损失是一定时间内在核电厂管理控制范围内发生的非计划停运、停运期延长或非计划降负荷而少生产的电量。如果未能提前四周以上安排，发电量损失将被视为非计划。

强迫能力损失率　在给定时间内所有非计划强迫电量损失与额定发电量减去该时期内计划的停堆检修和计划停堆检修的任何非计划延长电量导致的发电量损失的比值，用百分比表示。非计划强迫电量损失就是指当机组处在电网调度控制下时，由于核电厂管理控制范围内的非计划停堆或非计划降负荷而少生产的电量。未提前四周安排的强迫电量损失认为是非计划的。停堆检修的非计划延长电量损失就是由于计划停堆检修期的延长而少生产的电量，该停堆检修期的延长是由于原进度表的工作没有完成而超过原计划结束日期，或是由于没有提前在原计划结束日期四周前而在原进度表中增加新任务所致。计划电量损失对应于提前四周以上时间安排的停堆检修或降功率。

电网相关能力损失率　在给定时间内由于电网不稳定或电网断线等核电厂控制范围以外的因素引起的发电量损失与额定发电量的比，用百分比表示。由于电网不稳定或电网断线引起的发电量损失不属于计划的或非计划的发电量损失。发电量损失是电网原因所引起的直接跳闸，可以是自动跳闸或手动跳闸，并非在核电厂控制范围以内。

临界7000h非计划自动停堆数　每临界运行7000h所发生的非计划自动停堆数（触发反应堆保护系统逻辑）。该指标进一步定义为：①非计划指紧急停堆不是计划试验所预期的；②紧急停堆是指触发反应堆保护系统而引起负反应性（如控制棒、流体注入停堆系统等）快速引入导致的反应堆自动停堆，紧急停堆信号可能由超过整定值引起，也可能是假信号；③自动停堆是指引起反应堆保护系统逻辑动作的初始信号由监视核电厂参数和工况的探头提供，而不是主控制室的手动紧急停堆开关，或澄清注释特定情况中所述的手动汽轮机脱扣开关（按钮）；④临界是指反应堆紧急停堆前处在稳定工况，有效增殖因子（Keff）等于1的状态；⑤7000h代表大多数核电厂一年临界运行的小时数，相应指标值接近于一年中实际发生的紧急停堆次数。

安全系统性能　对被监控安全系统的每列要进行独立的安全系统性能指标计算，首先，统计系统要求可用期间由于计划和非计划不可用导致的系统列不能执行其既定安全功能的时间，以及系统列故障引起的故障暴露不可用时间。系统性能指标是由这些原因引起的系统列不可用时间与系统要求可用时间的比值。单个列不可用性的总和除以系统的列数得到平均列不可用比率，这就是性能指标值。安全系统的选取根据该系统对事故时避免堆芯熔化的重要性而定。对于压水堆，选取高压安全注射系统、辅助（应急）给水系统和应急交流电源系统三个系统。对于沸水堆，则选取高压注入与热导出系统、余热导出系统和应急交流电源系统。该指标主要评价重要安全系统响应异常事故的准备状态。

燃料可靠性指标　通过反应堆冷却剂中裂变产物的放射性活度进行推算，以判断堆芯燃料是否破损。由于设计的不同，不同的堆型有不同的计算方法。（见燃料包壳完整性监督）

化学指标　将所选择的几种反应堆冷却剂中杂质和腐蚀产物的浓度与其限值相比（每个参数除以其限值），这些比值之和归一化趋于1.0，主要用来评价核电厂的化学控制效果。对于大多数压水堆，这些参数的限值是基于1993年收集的数据的中间值，因此反映了最近实际的性能水平。如果一个杂质浓度等于或好于限值，其浓度值就用其限值。这是为了防止某一参数值很小，掩盖了其他参数的超标。如果核电厂的所有参数都等于或好于限值，化学性能指标就是1.0，也就是指标定义的可达到的最低值。为了确保化学性能指标的稳定性，这些化学性能指标的限值将定期更新（几年一次）。不同的堆型选取不同的参数。对沸水堆，选取反应堆水中的氯离子、反应堆水中的硫酸根离子和主给水中的铁离子三个参数。对于压水堆直流式蒸汽发生器，选取以下六项：①主给水中的氯离子；②主给水中的硫酸根离子；③主给水中的钠离子；④主给水中的铁；⑤主给水中的铜；

⑥凝结水中的溶解氧。对于压水堆再循环式蒸汽发生器，选取以下六项：①蒸汽发生器排污水中的氯离子；②蒸汽发生器排污水中的硫酸根离子；③蒸汽发生器排污水中的钠离子；④主给水中的铁；⑤主给水中的铜；⑥凝结水中的溶解氧。

集体辐照剂量　在一定时间间隔内，所有核电厂现场人员（核电厂工作人员、承包商、参观人员）外照射剂量和内照射剂量的总和，由一次辐射剂量计［热释光剂量计（TLD）或胶片佩章剂量计］和内照射计算得到的。

工业安全事故率　每20万或100万人·h中，造成核电厂员工（永久或暂时）离开工作岗位一天或一天以上（不包括事故当日），或工作受限制一天或一天以上（不包括事故当日）的工业安全事故数量或死亡人数。承包商人员的数据不包括在该指标中。

承包商工业安全事故率　每20万或100万人·h中，造成承包商人员（包括承包商、供应商及其他非核电厂人员）离开工作岗位一天或一天以上（不包括事故当日）的工业安全事故或死亡事故的数量。按每20万还是按每100万人·h计算，各国可自行确定，国际性的数据中这两个数据同时列出。

hedianchang yunxing xukezheng

核电厂运行许可证　（operation license for nuclear power plant）　见核安全许可证制度。

hedianchang yunxing zhiliang baozheng dagang

核电厂运行质量保证大纲　（quality assurance program for nuclear power plant operation）　核电厂营运单位为实施核电厂运行全部质量保证工作的规划、总体描述的纲领性文件。该大纲必须按《核电厂质量保证》，以大纲说明、程序和细则的形式形成文件。对核电厂负全面责任的营运单位对制定和有效实施核电厂质量保证总大纲负责。核电厂运行质量保证大纲适用于运行阶段是从机组初始装料开始到机组退役为止，是核电厂营运单位向国家核安全局提交的《核电厂运行许可证》的申请文件之一，需要提交国家核安全局审评和认可。运行质量保证大纲的主要内容包括质量方针和质量目标、组织机构和责任、生产文件管理、运行和维修管理、设备管理、技术支持管理，以及安全保卫、防火、辐射防护、应急等方面的管理，也包括物项或服务的不符合项管理及其纠正措施。

hedianchang yunxing zhuangtai

核电厂运行状态　（operation conditions of nuclear power plant）　核电厂正常运行和预计运行事件的统称，也称运行工况。核电厂运行状态还包括了事故工况。（见核电厂事故）

正常运行工况　运行技术规格书中规定的限值都没有被超过的运行工况，如起动、停运、功率运行、维修、试验、停堆换料和各种正常运行瞬变等。压水堆核电厂的正常运行工况包括功率运行、标准停堆状态、过渡运行和停堆换料、起动与停运、升降负荷、基本负荷运行、负荷跟踪、延伸运行等模式。

功率运行模式　反应堆处于临界状态，机组以额定功率或低功率并网运行。

标准停堆状态模式　反应堆处于次临界状态、停堆深度满足安全要求，并且可以较长时间停留在该状态的一种安全运行模式。它包括热停堆、中间停堆（停堆余热导出系统投运）和正常冷停堆。各种停堆状态以一回路温度、压力等参数加以划分。

过渡运行模式　在反应堆起动和停运过程中所经历的中间运行状态。它包括热备用、正常中间停堆（停堆余热导出系统退出）、单相中间停堆和维修冷停堆。除热备用时反应堆处于临界状态，且核功率小于2%P_N（额定功率）以外，其余三种状态反应堆均处于次临界状态，停堆深度应满足安全要求。在维修冷停堆状态下，一回路压力为大气压力。

停堆换料模式　反应堆处于深度次临界状态，一回路完全开启，处于大气压力之下，一次冷却剂温度低于60℃，进行堆芯燃料更换操作。

起动与停运　核电厂的起动是指反应堆从次临界状态到发电机并网发电的整个过程。停运与之相反。（见核电厂正常起动与停运）

升降负荷　轻水堆负荷变化速率的限值，线性变化为每分钟±5%P_N；阶跃变化为±10%P_N。这主要考虑到快速功率增加和快速功率变化会损坏燃料棒的完整性。这种影响是通过燃料芯块和包壳之间的相互作用产生的。在不同功率水平下，负荷变化率可以是不同的。在功率较低时，负荷变化率可大些；在功率较高时，负荷变化率就要小些，以防止超调。在实际操作中，负荷变化率是远远小于设计值的，特别是在换料后或长期低功率运行后和较高功率时的情况，功率增长速率是很低的。对各种类型的反应堆，其功率升降速率都有严格的规定。

基本负荷运行　核电厂宜长期带基本负荷（指满功率或接近满功率）稳定运行。这样，调节一回路水中的硼浓度的操作少，产生的废液也就少。长期基本负荷运行只需补偿因燃料的逐渐消耗而减少的反应性。为此，通常是隔一定时间进行硼稀释。

负荷跟踪　由于电网昼夜峰谷负荷特点，核电厂在夜间低谷负荷时需要降功率运行，而到白天又升回到高功率（≥92%P_N）的运行方式称为负荷跟踪。这种功率的改变是由反应堆操纵员根据电网计划手动改变负荷定值来实现的。一般，只有当一个电网中核电机组容量占电网总容量的较大份额时，才会要求核电机组承担负荷跟踪的任务；反之，核电机组只作基本负荷运行。运行中的压水堆的典型负荷跟踪模式有12-3-6-3、14-1-8-1或15-0.5-8-0.5三种模式。第一种负荷跟踪模式主要应用于以A模式（即黑棒控制）运行的反应堆，其负荷跟踪过程是：白天高功率运行12h，晚间用3h硼化降到目标低功率，稳定运行6h后，清晨再用3h通过硼稀释升回到高功率。后两种模式主要应用于以G模式（即灰棒控制）运行的反应堆，由于其升降功率可以通过移动功率补偿棒来实现，并采用叠步插入方式较好地解决了轴向功率分布偏差问题，因此，可以用较快的速率升降功率。在燃料循环末期，由于一回路中的一次冷却剂硼浓度已

很低，限于化容控制系统上充管线的最大流量和下泄处理能力，一般达到80%的设计燃耗时，就不再进行负荷跟踪和调频，而只带基本负荷运行。

延伸运行 在核燃料循环末期，由于一次冷却剂中硼浓度已降得很低，几乎无法再进行硼稀释，所有控制棒组都已提出堆外，核电厂已不能按规定继续运行。但由于电网负荷的需求，不能按计划停堆换料，而需要继续运行。这时可以通过降低一回路平均温度或适当降功率的方法继续运行一段时间。

预计运行事件 偏离运行技术规格书中规定的运行限值，达到或超过安全系统整定值，可能会引发停堆，但尚未造成事故的工况，又称为异常运行工况，它也是安全分析中要考虑的第2类工况。异常运行工况发生的概率不大，但每年均有可能发生。异常运行工况一般包括的事件有甩负荷、失去外电源、部分失去冷却剂流量、失去正常给水、功率运行时汽轮机跳闸等。异常运行工况一般不会导致设备损坏，但如处理不当，可发展成事故。

甩负荷 在功率运行时，由于电网故障使发电机突然甩掉大部分负荷，直到带厂用电运行（约5%P_N）。在这种大幅度的运行瞬态过程中，蒸汽旁路系统将大量的多余蒸汽（50%～85%，因设计不同而异）排向凝汽器，反应堆则通过控制棒下插快速自动或手动降功率到30%P_N左右，蒸汽旁路系统将反应堆维持在这一功率水平。若调节系统响应故障或操纵员干预不当，则可能引发自动停堆。

失去外电源 核电厂至少有两路独立的外电源供电。失去全部外电源，相当于发电机与电网解列，同时失去备用电源。如此时反应堆仍能继续运行，则汽轮发电机组自带厂用电运行。如果引发自动停堆，造成全厂断电，应急柴油发电机将自动起动，按设计规定的程序带上核电厂的重要负载，以保证反应堆和重要设备的安全。

部分失去冷却剂流量 如一台主泵失去电源。在功率较高时，失去一台主泵，由于流量与功率不匹配，会引发自动停堆。三环路或四环路的反应堆，失去一台主泵，从理论上讲，降低功率后可继续运行，即偏环路运行，偏环路运行带来两个问题：①破坏反应堆受力的平衡，使堆芯和一回路受到很大的推力作用；②停运环路重新投入时，由于堆芯注入较冷的水而引起功率不可控上升，以及较冷水对堆内构件造成不应有的热应力，所以一般不采用偏环路运行。

失去正常给水 给水泵故障、阀门误动作或失去外部电源等均会造成失去正常给水。失去正常给水后，会引发自动停堆，并起动辅助给水泵以带走反应堆内余热。

功率运行时汽轮机跳闸 汽轮发电机组保护动作跳闸后，在蒸汽旁路系统的快开功能和反应堆快速自动降负荷的共同作用下，可将反应堆功率维持在30%P_N的水平。一旦汽轮发电机组的故障消除后，可立即重新冲转并网。

hedianchang zhengchang qidong yu tingyun

核电厂正常起动与停运 (normal startup and shutdown of nuclear power plant) 核电厂发电的起始与终止过程。与火电厂不同，核电厂正常起动是指从反应堆冷态次临界状态到并网发电，而停运是指从电网解列回到冷态次临界状态。正常起动包括在冷态下起动再升温至热态，有时核电厂本来就在热态，就称热态起动。正常停运包括从功率运行到热停堆，再冷却到冷停堆。热态起动是冷态起动过程中的一个阶段。不同堆型核电厂的起动与停运方式各有其特点。

正常起动 以压水堆核电厂为例。正常起动有冷态起动与热态起动之分。冷态起动是指反应堆冷却剂在60℃以下的起动。热态起动是指短时间停运并保持冷却剂在280℃以上的起动，热态起动包括反应堆碘坑过程中的起动。核电厂首次装载燃料后的起动称为初次起动。

冷态起动 反应堆在停堆换料或维修之后，其内充满浓度约为2100μg/g（2100ppm）的含硼冷却水，所有控制棒组都在最低位置，冷却剂温度低于60℃，堆芯处于次临界状态。冷态起动步骤如下：

（1）一回路充水（一次冷却剂）和排气。向一回路充水结束后，降低蒸汽发生器二次侧水位到零功率水位整定值。

（2）起动一次冷却剂泵和投入稳压器电加热器。首先，将一回路中的冷却剂压力升到2.5MPa，将停堆控制棒组和温度控制棒组提升到堆芯顶部，以便在意外硼稀释事故时，确保足够的停堆裕度。起动主泵并投入稳压器电加热器的运行，使冷却剂逐渐升温。当一次冷却剂温度达到90℃时，添加氢氧化锂（LiOH），以控制水的pH值，并加联氨，使冷却剂中的溶解氧达到规定值。温度升到100～130℃时，通过手动控制在容积控制箱上部把N_2置换为H_2，建立氢气空间，使容积控制箱水位控制阀转为自动。当稳压器内水温达到与2.5～3.0MPa相对应的饱和温度（221～232℃）时，手动控制降低稳压器水位，在稳压器上部建立汽腔，通过稳压器喷淋阀和电加热器手动控制冷却剂系统压力，并调节稳压器水位，当该水位达到零功率水位整定值时，稳压器水位投入自动控制。

（3）一回路升压升温。采用稳压器的电加热器和主泵转动的机械能，使一回路水的压力和温度逐渐提升。其温度上升速率应符合规定要求。系统到达热停堆压力和温度时，系统的压力控制可由手动转为自动。在升温过程中，多余的热量由蒸汽发生器二次侧蒸汽排向大气或旁通到汽轮机的凝汽器。

（4）反应堆起动。通过提升控制棒、冷却剂硼稀释或增加慢化剂重水装量等方法使反应堆从深度次临界转入临界。压水堆在热停堆工况条件以保证在负温度系数下进行起动。反应堆在起动前一般要事先进行临界条件估算，以确定控制棒临界棒位、临界硼浓度或重水装量等参数，通过稀释硼浓度、提升控制棒等方法使堆内中子计数逐渐增大，直到反应堆临界，临界后可逐渐提升反应堆功率。反应堆起动应十分谨慎，避免引入反应性过快而使反应堆功率增长周期过短。

（5）二回路起动。反应堆起动时，同时进行二回路系统的起动，包括起动凝结水泵，建立凝汽器真空，临界后起动主给水泵，将蒸汽旁路向大气排放切换到向汽轮机凝汽器排放。然后，将反应堆功率升到一定的功率水平（不同类型机组有所不同），用蒸汽发生器产生的蒸汽，对主蒸汽管道进行暖管，然后进行汽轮机冲转，按规定的速率升速到额定转速。

（6）并网发电及提升功率。反应堆功率上升到一定功率[压水堆机组约为额定功率的（10%～15%）P_N]，进行发电机并网，并带最小负荷（为发电机额定功率的1%～5%）

运行。汽轮机旁路排放阀自动关小，使反应堆与汽轮机之间达到功率平衡。继续增加负荷，当反应堆功率超过额定功率的 15%时，将反应堆控制从手动切换到自动。

（7）功率运行。压水堆核电机组带 15% P_N 以上功率运行时，采用一回路压力容器进、出口水温的平均温度进行自动调节。反应堆功率自动跟踪汽轮发电机负荷变化，使一、二回路之间始终处于平衡状态。为保证堆芯的轴向功率分布偏差不超过规定的目标值，同时要调整一回路中冷却剂硼浓度，使控制棒处在最佳位置。在功率运行中，由于燃料的燃耗和裂变产物的积累（即中毒和结渣），反应性将降低，通过调节一次冷却剂中硼浓度来补偿此反应性损失。

热态起动　核电厂处于热停堆，一回路温度与压力接近零功率额定值时，可直接起动反应堆使之达到临界。然后按冷态起动中二回路起动与并网发电及提升功率步骤进行操作，将汽轮机组投入运行。

碘坑过程中的起动　反应堆碘坑过程中的起动属于热态起动。一般指在满功率运行达到平衡氙毒后热停堆不久的起动。停堆后，裂变产物中的主要毒物 ^{135}Xe 的变化分为三个阶段：第一阶段，由于 ^{135}Xe 的消失速度减慢，氙毒逐渐增加，反应性损失增大，称为积毒阶段。第二阶段约在停堆后 11h，氙毒达到最大值，反应性损失最大，又称碘坑最大值。第三阶段，^{135}Xe 的衰变速度大于 ^{135}Xe 的产生速度，氙毒逐渐减小，反应性损失减小，称为消毒阶段，约在停堆 72h 后，氙毒基本消失。

反应堆碘坑过程中的起动带来一定的操作复杂性。

（1）积毒阶段起动。可直接按顺序提升控制棒调节棒组使反应堆达到临界状态。

（2）最大碘坑中起动。在反应堆的燃料循环中后期，碘坑深度可能大于停堆时的剩余反应性。这时即使把控制棒组全部提出，也不可能使反应堆达到临界状态。只有对反应堆冷却剂进行适当的硼稀释操作，才有可能使反应堆起动。但反应堆一旦起动后，随着功率的提升，毒素氙因大量吸收中子而迅速减少，使得反应性相应增加。此时又需要对一次冷却剂加硼。因此在最大碘坑中起动，操作十分复杂，且产生大量废水，所以应尽量避免这种情况。反应堆在寿期末，在最大碘坑中可能根本无法起动。

（3）在消毒阶段起动。由于氙的自发衰变引入了正反应性，因而不再需要对一次冷却剂进行硼稀释操作。相反，在进行临界估算时为了避免反应堆在零功率棒位以下达到临界状态，可能还需要进行适当的硼化。此时的操作必须十分小心，防止反应性引入速率过大而出现短周期事故。

正常停运　以压水堆核电厂为例。正常停运是指从电网解列到把反应堆降到次临界状态，根据停堆目的把反应堆维持在热停堆或退到冷停堆。

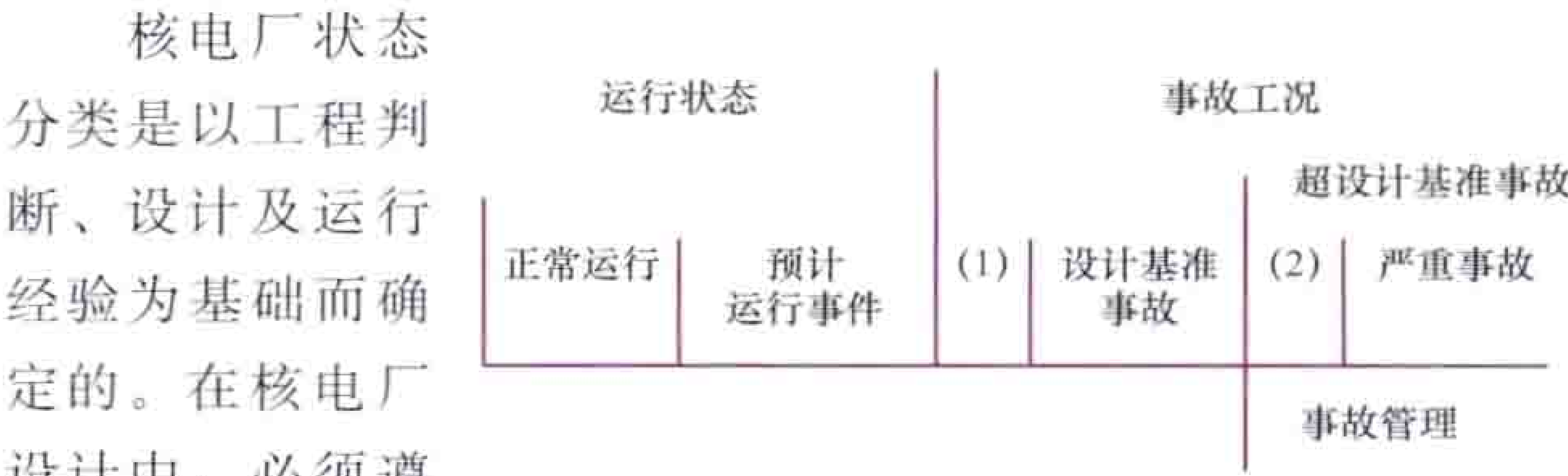
热停堆　手动将功率补偿棒组和温度控制棒组插入堆芯使反应堆达到次临界状态，停堆棒组保持在堆芯顶部。热停堆是短期停堆。这时，冷却剂系统保持或接近热态零功率时的运行温度和压力。一回路温度通过控制蒸汽向大气或凝汽器的排放来维持，其能量来自堆芯的余热和主泵做功，蒸汽发生器给水由辅助给水系统供给。一回路压力由稳压器自动控制维持。热停堆期间，至少保持一台主泵运行。当反应堆热停堆时间超过出现碘坑最大值的时间后，堆内氙毒逐渐减少，可能会使反应堆重返临界。因此，必须根据预计在热停堆的停留时间进行硼化，使冷却剂中的硼浓度达到安全停堆深度的要求。

冷停堆　经过降温降压，反应堆从热停堆进入冷停堆。为了抵消一回路在降温过程中，因负温度效应而引入堆芯的正反应性，同时为了保证有足够的停堆深度，降温前必须进行硼化，当达到冷停堆状态所要求的硼浓度后，开始降温降压。其过程是：提出温度控制棒组到堆芯顶部，用蒸汽发生器经旁路系统向凝汽器排放（如凝汽器不可用，则向大气排放），将一回路冷却剂温度降到 180℃，压力为 2.5MPa。此时，投入停堆余热导出系统，用该系统继续降温，同时淹灭稳压器汽腔，直到温度低于 90℃达到冷停堆状态。

hedianchang zhuangtai fenlei

核电厂状态分类

（categorization of nuclear power plant states）　核电厂分为运行状态和事故状态两大类。运行状态又分为正常运行及预计运行事件；事故状态又分为设计基准事故（对于核安全分析与核工程应用，设计基准事故分为稀有事故和极限事故）及超设计基准事故（包括严重事故）。核电厂状态按发生频率由高至低排列，则分别为正常运行、预计运行事件、稀有事故、极限事故和严重事故。见图。



核电厂状态

（1）为没有明确地考虑作为设计基准事故，但可为设计基准事故所涵盖的事故工况；（2）为没有造成堆芯明显恶化的超设计基准事故

核电厂状态分类是以工程判断、设计及运行经验为基础而确定的。在核电厂设计中，必须遵循的原则是，导致高辐射剂量或放射性大量释放状态的发生频率要低，而发生频率较高的状态的辐射后果要小。核电厂状态分类的目的就在于，对不同的状态规定不同的系统响应上的限值，即给以对应的可接受限值，从而使设计能满足核安全要求。

核电厂状态分类在美国早期核电厂的安全分析报告中已采用，并大致定型，已被拥有核电厂的国家普遍采用，但各国采用的可接受限值上有所不同。中国采用的核电厂状态分类也与此相类同。

正常运行　核电厂在规定运行限值和条件范围内的运行，包括停堆状态、功率运行、停堆过程、起动过程、维护、试验和换料。

预计运行事件　或称中等频率事件，在核电厂的寿期内可能发生一次或多次。在发生这类事件情况下，当核电厂的运行参数达到规定限值时，保护系统应能关闭反应堆，但在进行了必需的校正动作后，反应堆可重新投入运行。预计运行事件的可接受限值为：①反应堆冷却剂系统的压力小于 110%设计值；②燃料元件包壳表面不发生偏离泡核沸腾；③放射性释放水平低于正常运行限值。

稀有事故　这类事故对于单座核电厂来说，不大可能发生，从整体核电厂运行经验来说，有可能会发生。如发生这类事故，允许堆芯有少量燃料元件受到损坏，需要依赖专设

安全设施来缓解其后果。稀有事故的可接受限值为：①堆芯保持其几何形状和可冷却性；②反应堆冷却剂系统压力小于120%设计值；③在隔离区（2h内）及低人口区（8h内）边界上，个人辐射剂量限值（按美国标准）为：甲状腺剂量300mSv，全身剂量25mSv（对于一些发生频率很低的事故，其限值为：甲状腺剂量750mSv，全身剂量60mSv）。

极限事故　极不可能发生的事故，其发生频率小于10^{-4}次/（堆·年）。这类事故可能导致燃料元件有重大损伤，但不致引起限制其后果的系统丧失功能，反应堆冷却剂系统和反应堆厂房不会受到附加的损伤。极限事故的可接受限值为：①堆芯保持其几何形状和可冷却性；②反应堆冷却剂系统压力小于120%设计值；③在隔离区（2h内）及低人口区（8h内）边界上，个人辐射剂量限值（按美国标准）为：甲状腺剂量3000mSv，全身剂量250mSv。

严重事故　导致燃料元件严重损坏，堆芯熔化，安全壳完整性可能受到破坏，放射性物质大量释放的事故。核电厂的这类事故预计发生频率受到国家核安全监管机构安全目标的限制。（见核电厂严重事故）

hedianchang zhuangtai kongzhi

核电厂状态控制

（condition control of nuclear power plant）　一座投入运行的核电厂其机组的运行模式会不断发生变化，并且其系统和设备也会由于维修、换料、试验、修改等诸多作业的需要而改变状态。核电厂必须按照《核电厂安全运行管理》的规定，通过严格的管理规程和技术措施，使运行人员明白无误地掌握机组、系统和设备现状，并对状态的改变予以有效地监督和控制，使它们的状态符合运行技术规格书对于运行限值和条件的规定，并支持核电厂安全和可靠地运行。

机组运行状态　也就是核电厂的运行状态，见核电厂运行状态。

系统状态　根据运行和维修的要求，系统可以被置于以下几种状态。

（1）正常运行状态。系统处于正常运行状态，各运行参数均正常，并满足机组所处运行模式下对它的功能要求。

（2）停运备用状态。根据机组所处运行模式的条件或运行切换周期的要求，系统停运，但它处于随时可以被自动或手动起动的状态。

（3）停运隔离状态。系统停运，且其动力源、流动介质都处于隔断、分离状态，此时系统被退出可用状态。

（4）隔离维修状态。出于系统中的某些设备或整个系统进行预防性或纠正性维修的需要，系统被置于隔离并被排空状态，此时系统为不可用状态。

（5）维修试验状态。在系统维修完成后，需要进行品质再鉴定，或对它的某个部件或系统进行各项性能测试，根据试验工作的要求，需要部分或全部恢复系统的可运转性。

（6）功能试验状态。被维修的系统在维修部门所进行的品质再鉴定合格后，运行班组还要对其所承担的功能全面地进行测试，只有功能试验完成并且合格，系统才可重新置于运行或备用状态。

状态控制的主要原则　核电厂状态控制的主要责任承担者无疑是运行班组，但也涉及核电厂的监督、维修和工程支持等部门，为规范核电厂的状态控制，核电厂要制定一系列管理规程，明确规定以下必须遵循的原则：

（1）系统的管辖责任明确。负责隔离维修的维修负责人、负责维修试验的试验负责人（有时也是维修负责人），以及负责运行的值长，他们的责任都必须十分明确。

（2）系统隔离和解除隔离的操作责任明确。系统从一种状态改变到另一种状态往往要通过隔离或解除隔离操作，只有隔离经理本人或在他监护下的运行人员才能实施隔离和解除隔离操作。

（3）系统连接操作责任明确。系统连接是指接通动力源和流体介质源的操作及流体介质传输的操作。系统连接方式的改变对核电厂而言除涉及一般工业安全外，还涉及核电厂专设安全设施的可用性、放射性屏障的有效性及反应性控制等核安全问题，因而要予以有效地监督和控制。系统连接操作的责任人是反应堆操纵员。有些解除隔离本身也就是系统连接，此时反应堆操纵员要和隔离经理密切沟通。

（4）在机组换料、停堆维修或自动紧急停堆后重返临界时，一般为机组状态控制规定了若干动态控制点，由反应堆操纵员按动态控制点检查单逐项核实，并经值长验证和签字，确认满足所有前提条件后才允许机组从一种运行模式过渡到另一种运行模式。此外，对于换料和因此一次冷却剂系统排水维修相关的某些运行模式还规定了静态控制点。机组停留在这些状态下每隔8h，也即每一运行班要按静态控制点检查单校核与反应性控制、堆芯冷却和辐射屏蔽有关的条件和参数。

（5）有些处于停运备用状态的核安全相关系统，如安全注射系统、安全壳喷淋系统、辅助（应急）给水系统等，由于维修和试验等需要，总会配备若干隔离阀，这些阀门如不预先固定在正确位置，就有可能在系统自动起动时妨碍它们的运转。对于这样一些阀门，通常采取一种比较长期的行政性隔离措施，在机组任何运行模式下使这些阀门都处于安全位置（锁开或锁关）。行政性隔离必须有独立验证，任何行政性隔离状态的改变都必须经值长同意。由于维修和试验的需要，必须把行政性隔离改成作业性隔离（这种改变往往使所涉及的阀门的开关位置处于相反状态）。一旦作业完成后，必须立即恢复原行政性隔离。所有隔离必须在值班日志上记录，并持续跟踪，直到原状态恢复为止。

（6）控制接线的临时变更和机械临时装置（如盲板）的接入，必须处于可控和跟踪状态。

（7）任何修改，包括数字化仪表控制系统的软件和数值改变，要有文件通知运行值。

（8）任何时候运行人员都必须集中注意于重要的运行参数，并发现和评估超出技术规范书规定的限值和条件的异常，及时采取必要措施。

（9）对于与核电厂安全性和可靠性有关的部件位置或状态要实施独立验证或监护验证。（见核电厂运行独立验证或核电厂运行监护验证）

（10）对隔离操作、维修和试验作业加以严格管理，实施有明确授权的工作票制度。作业性隔离和行政性隔离，在其锁定部件（阀门、开关、断路器等）上都附有明确区分的标签。工作票和隔离标签一般用同一套计算机信息系统加以管理，以减少人为差错。

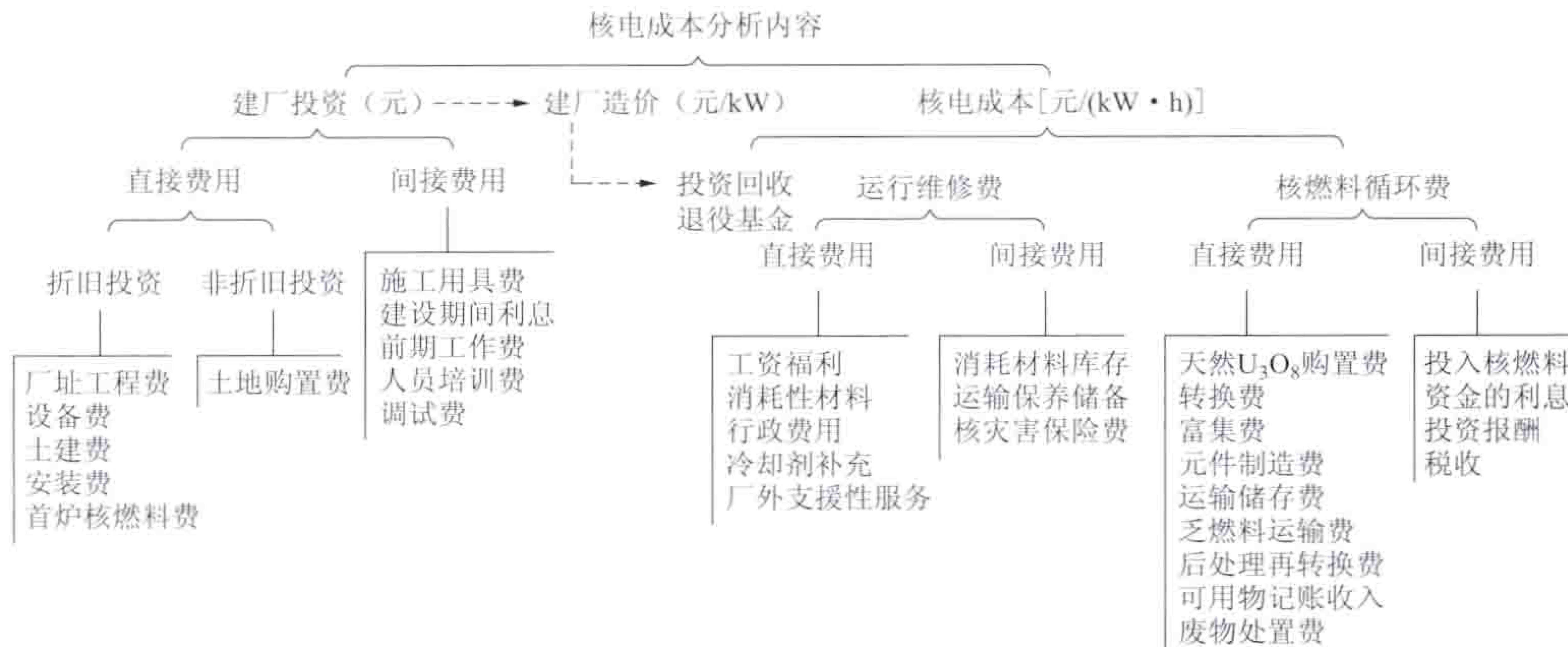
hedian chengben

核电成本 (cost of nuclear electricity generation)

核电厂单位发电量的生产成本，即把为发电而在基本建设、运行维修、核燃料和退役等方面投入资金的总和，分摊到所生产的每1kW·h上。核电成本分析的主要内容见图。一般计算公式为

$$C=\frac{S+O+F+A}{E}$$

式中C为核电成本；S为基本建设投资；O为运行维修费；F为核燃料费；A为其他费用；E为扣除厂用电后的净发电量。



核电成本分析的主要内容

核电成本的构成和计算方法　由于成本核算的目的不同，计算数据的口径不同，计算方法不同，就形成了各种不同概念的核电成本。

（1）财务生产成本。核电厂作为一个生产企业，每年都要按国家的财税制度作生产成本核算，为核电厂改善经营管理服务。核算时间为一年。年平均单位发电成本的计算公式为

$$C_n=\frac{\varepsilon_n S+O_n+F_n}{E_n}$$

式中C_n为第n年的平均单位发电成本；$\varepsilon_n S$为核电厂基建总投资S分摊到第n年需回收的资金；ε_n为资金回收率或折旧率；O_n和F_n分别为第n年的运行维修费和核燃料费；E_n为第n年生产的净电量。

（2）含税利成本。核电厂含税利成本是在财务生产成本基础上增加了用于偿还贷款本息的还贷利润、税金和核电厂的合法留利。其计算公式为

$$C_n'=\frac{\varepsilon_n S+O_n+F_n+R_n+T_n+r_n}{E_n}$$

式中C_n'为核电厂第n年的含税利成本；R_n为第n年的还贷利润；T_n为第n年上缴的税金；r_n为核电厂第n年的合法留利。

当核电厂售电给电网的电价等于含税利成本时，核电厂的支出和收入达到平衡，即盈亏平衡，因此含税利成本也可称为最低上网电价。它是衡量电厂市场销售能力的重要指标。如果最低上网电价高于电网的承受能力，那么生产的电量就无法销售。

（3）平均贴现成本。又称平准化成本。在核电厂全寿期内所有支出费用的贴现值总和与同一寿期内生产电量的贴现值总和之比。其特点是计算的时间范围取核电厂整个经济寿期。利用贴现原理，把核电厂寿期内发生的所有费用和生产的电量，都贴现到某一标准时刻，如核电厂建成投产时刻，再拿各自的贴现值总和计算成本，即平均贴现成本。计算公式为

$$\overline{C}=\left[S+\sum_{n=1}^{N}\frac{O_n}{(1+d)^n}+\sum_{n=1}^{N}\frac{F_n}{(1+d)^n}\right]\Big/\sum_{n=1}^{N}\frac{E_n}{(1+d)^n}$$

式中$\overline{C}$为平均贴现成本；d为贴现率，一般取国家统一规定的社会贴现率；N为核电厂的经济寿期。

平均贴现成本表征了电厂的经济性能，可用于比较各种不同类型电厂的经济性。国际上许多国家，已决定把计算平均贴现成本定为评价各种电厂经济性能的标准方法。

核电厂成本计算中的货币币值问题　物价随时间浮动，货币币值随时间下降，要正确处理货币贬值问题。一般有流通币值模型和常币值模型两种方法。

（1）流通币值模型。成本计算中的货币量都按发生货币支付行为时的货币量，即按财务账面货币量计算，不考虑不同时期货币币值的差别。一般的财务分析就是按流通币值模型作的。

（2）常币值模型。要处理不同时期货币币值的差别，按购买商品能力不变的原则，把不同时刻的货币量折算为某一标准时刻的货币量。成本计算要用折算为标准时刻货币的货币量计算。货币量的折算公式为

$$\mathring{A}=A\frac{Q_0}{Q_t}$$

式中$\mathring{A}$为折算到标准时刻t_0时货币的货币量；A为t时刻账面货币量；Q_t、Q_0分别是t时刻和t_0时刻的物价指数。

按常币值模型作成本计算时，价格浮动率、利率、贴现率等都要作通货膨胀修正，剔除通货膨胀的水分。

电力成本的国际通用方法　为了对各种不同电厂作经济比较和便于各国进行经济分析方面的交流，需要有一个标准的科学的经济分析方法，国际发供电联盟提出了一个标准规范，由欧洲经济共同体正式公布。许多国家和国际组织也决定采用这个方法。国际发供电联盟、经济合作与发展组织和国际原子能机构，曾多次对国际上主要工业发达国家和一些发展中国家的核电与煤电用此方法做了经济性比较。该方法的主要特点是：采用全寿期平准化贴现成本作为衡量各种电厂经济性好坏的指标；采用常币值模型计算，消除了因通货膨胀引起的不确定性。基本计算公式为

$$C=\left[S+\sum_{t=0.5}^{T-0.5}\frac{O_t}{(1+d)^t}+\sum_{t=0.5}^{T-0.5}\frac{q_t f_t}{(1+d)^t}\right]\Big/\sum_{t=0.5}^{T-0.5}\frac{q_t}{(1+d)^t}$$

式中S为以基准年货币表示的基建投资；T为电厂的经济寿期；O_t为以基准年货币表示的第t年的运行维修费；d为常币值模型下的社会贴现率；q_t为第t年的净发电量；f_t为以基准年货币表示的第t年每生产单位电量需支付的燃料费。

$$S=\sum_{t=1}^{N}S_t(1+i)^{N-t}$$

式中 S_t 为第 t 年基建费用；i 为经通货膨胀修正的利息率；N 为建设周期。

hedian fazhanshi

核电发展史 (history of nuclear power development)

自1951年12月美国实验增殖堆1号（EBR-1）首次利用核能发电，1954年6月苏联第一座核电厂首次向电网送电到现在，核电前后经历了验证示范、高速发展、滞缓发展和核电发展复苏等几个阶段。

核电验证示范阶段　1942年12月，美国在芝加哥大学建成世界上第一座核反应堆，证明了实现受控链式裂变反应的可能性。但当时正处于第二次世界大战期间，核能主要用于军事目的。美国、苏联、英国和法国，配合原子弹的发展，先后建成了一批钚生产堆，随后开发了潜艇推进动力堆。

从20世纪50年代初开始，美国、苏联、英国、法国等国利用已有的军用核技术，开发建造以发电为目的的反应堆，从而进入核电验证示范阶段。美国在潜艇动力堆技术的基础上，于1957年12月建成希平港压水堆核电厂（见图），于1960年7月建成德累斯顿沸水堆核电厂。英国于1956年10月建成卡德霍尔产钚、发电两用的石墨气冷堆核电厂。苏联于1954年建成奥布宁斯克（APS-1）压力管式石墨水冷堆核电厂后，于1964年建成新沃罗涅兹压水堆核电厂。加拿大于1962年建成使用天然铀的第一代重水堆（NPD）示范核电厂。



美国希平港核电厂首次并网（俞卓平　提供）

核电高速发展阶段　20世纪60年代末、70年代初，各工业发达国家的经济处于上升时期，电力需求以十年翻一番的速度迅速增长。各国出于对化石燃料资源供应的担心，寄希望于核电。美国、苏联、英国、法国等国都制定了庞大的核电发展计划。后起的联邦德国和日本，也加入了发展核电的行列。一些发展中国家，如印度、阿根廷、巴西等，则以购买成套设备的方式开始进行核电厂建设。

美国轻水堆核电厂的经济性得到验证之后，首先形成核电厂建设的第一个高潮，1967年核电厂订货达到25.6GW；从1969年开始，美国核电总装机容量跃居世界第一位，1973年美国核电总装机容量占世界的2/3。1973年，世界第一次石油危机发生后，为摆脱对中东石油的依赖，形成了核电厂建设的第二个高潮。1973、1974年两年，共订货66.9GW，核电设备制造能力达到每年25～30GW。美国还通过出口轻水堆技术和开放铀同位素分离功市场，使轻水堆成为世界核电厂建设的主导堆型。

核电滞缓发展阶段　1979年，世界发生了第二次石油危机，各国经济发展速度急剧减缓，加上大规模的节能措施和产业结构调整，电力需求增长率1980年仅增长1.7%，1982年则下降了2.3%。许多新的核电厂建设项目被停止或推迟，订货合同被取消。1983年以前美国共取消了108台核电机组及几十台火电机组的合同。

1979年3月，美国发生了三里岛核电厂事故，1986年4月苏联发生了切尔诺贝利核电厂事故，对世界核电的发展产生了重大影响。

为保证核电的安全性，美国在三里岛核电厂事故后所采取的提高安全性的措施，使核电厂建设工期拖长，投资增加，核电厂的经济竞争力下降，特别是投资风险的不确定性阻滞了核电的继续发展。

核电发展复苏　从20世纪80年代末到90年代初开始，各核工业发达国家积极为核电的复苏而努力，着手制订以更安全、更经济为目标的设计标准规范。美国率先制订了先进轻水堆的《电力公司要求文件》（URD），同时理顺核电厂安全审批程序。西欧国家制订了《欧洲电力公司要求》（EUR），日本、韩国也在制订类似的文件（分别为JURD和KURD）。这些文件的基本思想和原则都是一致的。各核电设备供应厂商按URD要求进行了更安全、更经济的轻水堆型的开发研究。美国通用电气公司同日本东芝公司、日立公司联合开发了改良型沸水堆ABWR，美国ABB-CE公司开发了改良型压水堆系统80＋，美国西屋公司开发了非能动安全型压水堆AP600（后发展为AP1000），法国法马通公司和德国西门子公司联合开发了改良型欧洲压水堆EPR等，其中ABWR、系统80＋和AP-600已获得美国核管制委员会（NRC）的最终设计批准书，并有4台ABWR机组在日本建成投产，运行情况良好。另有4台ABWR机组分别建在日本（2台）和中国台湾（2台）。与此同时，一些发展中国家也继续坚持发展核电。中国大陆在20世纪90年代初先后建成了秦山300MW、大亚湾2×900MW共3台核电机组。中国还帮助巴基斯坦建造了300MW的恰希玛压水堆核电厂（2台）。此外，印度、巴西、伊朗等国也建设了核电厂。2000年以后，由于一次化石能源价格的上涨，加上温室气体排放和环保压力日益增大，核电再次受到多数国家的关注，世界各国特别是新兴发展中国家开始将核能视为保障能源供应的重要选择。

截至2012年12月，全世界投运商用核电机组共435



台，总装机容量约为3.74亿kW。在建核电机组66台，装机容量为6547.9万kW，全球核能发电量占全球总发电量的13.5%。

美国核电发展　美国原子能委员会于1953年5月给国会两院提出报告，美国应在民用核能方面保持世界领先地位。1954年，艾森豪威尔政府向国会提出修改原子能法，允许私营企业取得反应堆所有权，但核燃料仍归政府掌握，允许私人使用。在此政策指引下，美国政府与私营企业签订合同，建设了第一批实验验证性核电厂。1957年9月颁布的《普赖斯-安德生法案》又规定，一旦发生核事故，全部赔偿金额限于5.6亿美元，其中由政府承担5亿美元，进一步推进了核电的发展。在核电技术趋于成熟时，为占领核电国际市场，美国政府于20世纪60年代末批准低富集铀的出口，把美国的轻水堆推向世界。70年代后期，美国的核电发展转入低潮，1978年以后没有任何核电厂订单。美国于1971年6月宣布，要在1980年建成快中子商用示范性克林奇河核电厂；1977年4月提出限制核电发展的政策，决定停止克林奇河快中子堆核电厂的建设和乏燃料后处理技术的开发。此后直到2011年，美国未批准新核电项目，但其反应堆技术研发并没有停止，这期间完成了AP1000的开发。

到2012年4月，美国国内运行的核电厂共有103台机组，仍是世界核电机组数最多、核电技术最先进的国家。2012年2月，美国核管制委员会宣布批准了国内2台机组的建设和运行许可。在此之前，已为72台机组发放了延寿许可证。

苏联（俄罗斯）核电发展　苏联在军用石墨水冷型生产堆的基础上，开发建设了一批石墨水冷堆核电厂，最大机组容量达1500MW；又在军用潜艇动力堆的基础上，开发了压水堆核电厂，不仅在国内建造，还出口到东欧各国和芬兰。

苏联于20世纪60年代提出了能源发展政策，决定在乌拉尔山以西地区不再建造常规火电厂，只建造核电厂。同时，考虑天然铀资源的长期持续稳定供应问题，决定大力开发快中子增殖堆。苏联成为快中子增殖堆技术最先进的国家之一。70年代建成的原型快堆BN-350和示范快堆BN-600，仍在运行，并取得良好业绩。

在切尔诺贝利核电厂事故之后，苏联积极采取措施改进安全性，其中包括建立独立的国家核安全监管机构，实施质量保证制度，加强同西方国家的经验交流，以及争取国际机构和西方国家的支援。

在苏联解体以后，俄罗斯对核工业体制进行了重组，把一些原来在乌克兰等生产的设备，逐步转到俄罗斯的工厂生产。随着世界各国更安全、更经济的新一代堆型发展，俄罗斯也积极进行新堆型的开发，如研发百万千瓦级WWER-1000机组的改良型WWER428型和WWER-640型中型核电机组，以及WWER-1200（AES-2006）第三代压水堆核电机组。同时，俄罗斯大力推进核电出口的新政策，并取得了显著效果。

英国核电发展　英国在1956年10月建成卡德霍尔产钚、发电两用石墨气冷堆核电厂之后，陆续建设了一批石墨气冷堆核电厂，利用镁合金作包壳，称为镁诺克斯反应堆（MGR）。英国曾一度是世界上核电装机容量最大的国家。

20世纪70年代，美国轻水堆占领国际市场后，英国为提高机组的经济性，研发了改进型气冷堆（AGR），但仍不能同美国轻水堆相竞争。

英国也重视其他堆型的发展，曾建设了一座高温气冷堆（Dragon）、一座实验快堆（DFR）和一座原型快堆（PFR）；20世纪80年代后期决定引进美国技术，建造压水堆核电厂（Sizewell-B）。英国气冷堆不久将全部退役，正考虑新的核电发展计划并进行技术准备。

法国核电发展　法国早期发展核电的路线大致与英国类似，采用石墨气冷堆。20世纪60年代末，法国政府作出决策，改为发展压水堆，并从美国引进技术，经消化吸收，建立自己的压水堆设备制造工业体系，成功开发出第二代改进型M310、N4和第三代EPR核电机组。法国此时已解决了富集铀的大量生产问题，因此法国政府决定实施标准化、批量化建设的方针，制订了一个每年投产7台百万千瓦级压水堆机组的庞大的核电发展规划，并取得了很好的经济效益。到1998年，核电发电量已占全国总发电量的76%。法国国内有一台EPR机组在建。

加拿大核电发展　加拿大核电发展起步较早，在20世纪50年代即开始了重水慢化冷却的天然铀动力堆的开发。1962年，第一座实验堆NPD（22MW）投入运行。1966年，第一座原型堆道格拉斯角（208MW）建成投产。加拿大重水堆的特点是使用天然铀燃料，采用燃料管道承压的独特结构，实行不停堆换料，称作坎杜型堆（CANDU）。

在原型堆运行成功后，加拿大开始了较大规模商用坎杜型堆的建造，于1971～1973年先后建成皮克灵核电厂的4台515MW的机组。在此基础上，经过改进，在1976～1979年陆续建成布鲁斯核电厂的4台848MW的机组。20世纪80年代以后，加拿大在本国又先后建造了14台坎杜型核电机组。自80年代至90年代初，加拿大原子能公司（AECL）采用计算机控制等先进技术，不断改进和完善设计，使得CANDU-6型成为世界上技术比较成熟的核电厂之一，在20世纪70年代初即向巴基斯坦和印度出口，随后又陆续向韩国、阿根廷、罗马尼亚出口了7台机组。中国秦山第三核电厂两台728MW的机组也采用CANDU-6型，并先后于2002年12月、2003年7月投入商业运行。

日本核电发展　同美国、苏联、英国、法国等国相比，日本在发展核电方面是个后起的国家。日本政府积极推进核电发展，即使20世纪70年代石油危机之后也未曾动摇。

日本第一座商用核电厂（位于东海村的166MW机组）是从英国进口的石墨气冷堆核电厂（于1966年投产，1998年关闭）。后来改用美国的轻水堆，三菱公司同西屋公司合作掌握了压水堆核电技术，东芝公司、日立公司同美国通用电气公司合作掌握了沸水堆核电技术。

在新一代更安全更经济的堆型开发上，日本在同美国合作中发挥了更大的作用。标准化的1350MW先进压水堆APWR于1990年完成设计。标准化的先进沸水堆ABWR在日本柏崎·刈羽核电厂6、7号机组中被采用，于1991年订货，1997～1998年建成投产，是世界上最早建成的满足电力公司要求文件的新一代堆型。

为解决核燃料的长期稳定供应问题，日本政府还积极支

持快中子增殖堆技术的开发，先后建成常阳快中子实验堆和文殊快中子原型堆。为研究钚的再循环利用，建成了一座普贤先进转化堆 ATR。

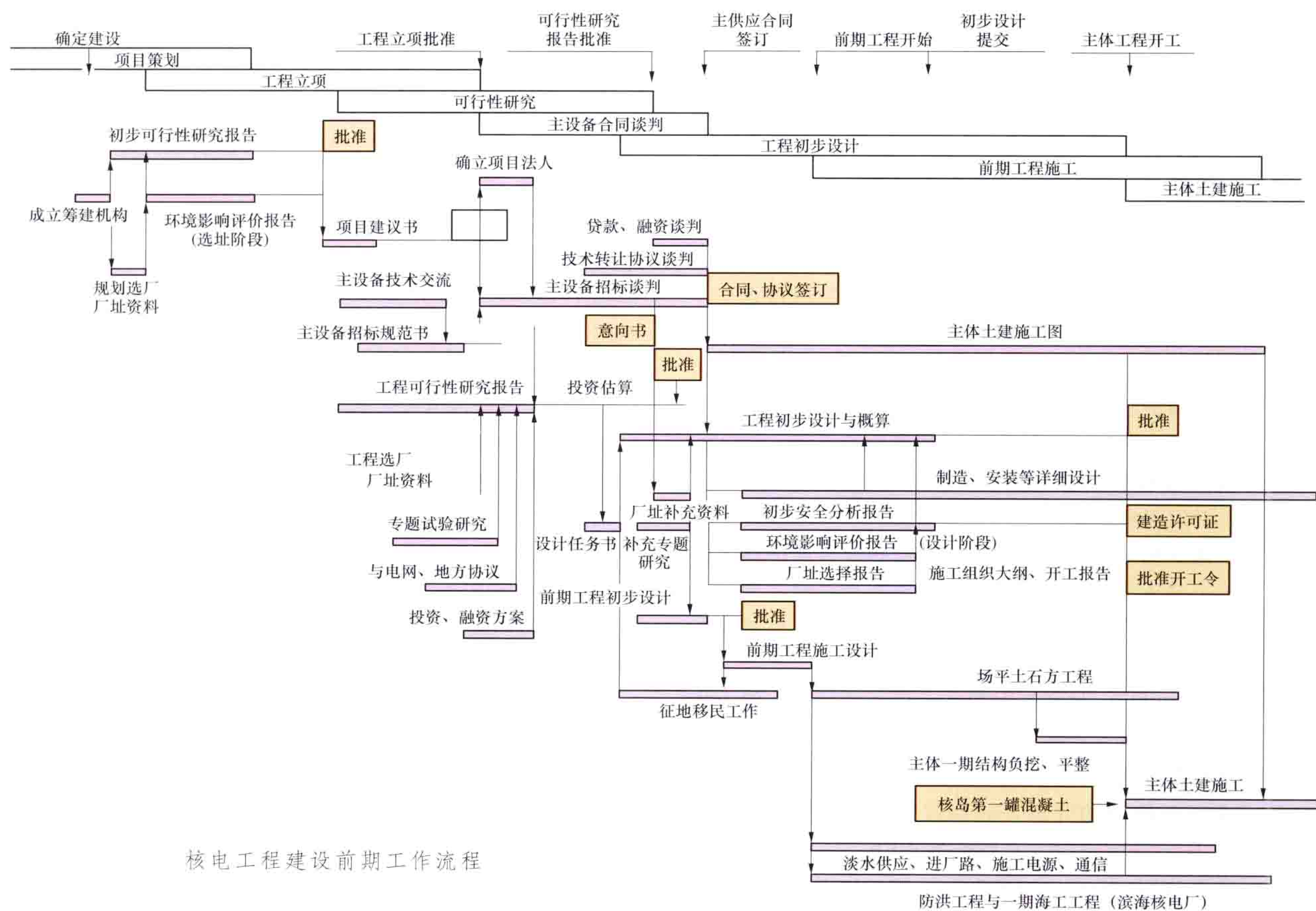
2011 年 3 月 11 日，发生福岛核电厂事故后，日本一度关停了国内所有 54 台核电机组，以实施安全检查，政府对国内发展核能的态度也变得十分谨慎，表示将采取措施降低对核电的依赖，但向国外拓展核电技术仍是日本政府的优先选项。

韩国核电发展　韩国是世界上核电发展比较成功的国家。自 1978 年由美国西屋公司引进第一座核电厂古里 1 号投入商业运行，30 多年来，建立了高度集中统一的政府管理体制，形成了职责分工明确、产业布局合理的核电产业结构，核能发电成为国内电力供应的主要方式。在 2009 年末，又成功获得阿联酋一份价值 200 亿美元的核电出口合同。韩国核电发展战略转变的关键一步，是 20 世纪 90 年代初，通过对国际核电机型的比较，选定发展美国 ABB-CE 的系统 80＋，通过与 ABB-CE 公司签订长期合作协议，分步引进，全面掌握技术。在具体实施过程中，韩国把第二代系统 80 改进为第三代系统 80＋，并转化为韩国的自主品牌，即容量为 1000MW 的 OPR1000 和在此基础研发改进开发的容量为 1400MW 的 APR1400。

hedian gongcheng jianshe qianqi gongzuo

核电工程建设前期工作　（pre-construction activities of nuclear power project）　以核岛土建施工场地负挖为标志的主体工程开工之前所需进行的全部准备工作，通常包括项目策划、项目立项和核准、项目申请报告、可行性研究、工程前期进度和工程进度设计、主设备招标与合同谈判、工程初步设计及前期工程设计等阶段的各项工作，以及相应的国家核电主管部门的审查和批准手续，直至建造许可证的颁发。

核电厂是采用核反应堆向汽轮机提供蒸汽，因而涉及核安全相关要求，相应的研究专题多，审批的环节也多。新发展核电的国家，必须考虑设备制造的国产化与设计、工程管理、施工安装自主化进程，以及后续发展的标准化、系列化。由于大型核电机组初投资较大，工期又较长，工程较复杂，建设和投资都有较大的风险，堆型选择、融资方式、总投资估算及经济评价的难度大。同时，核电机组循环冷却水量比同容量火电机组多一倍以上，而且工程土石方量、负挖工程量均较大。鉴于这些特点，致使核电工程建设前期工作涉及面广、工作量大、历时较长。核电工程建设前期工作从项目策划开始，往往需要 4～5 年。图中所示为一个典型的核电工程建设前期工作流程。



核电工程建设前期工作流程

项目策划　见核电工程项目策划。

项目立项和核准　工程初步可行性研究报告提出的候选厂址，经论证后由业主上报政府主管部门，经有关部门与专家进行包括厂址实地考察的审查，在经补充与完善的初步可行性研究报告获得正式批准后，业主正式向国家上报该工程的项目建议书，申请批准立项，列入国家计划。根据国家主管部门批准的项目建议书，在初步可行性研究工作的基础上，开展项目可行性研究工作，对所选厂址是否能够确保核电厂在其寿期内安全运行，并确保公众和环境在正常运行和事故工况下仅受到可能尽量低的放射性引起的辐射影响进行

详细的论证，且编制初步安全分析报告、环境影响报告书、可行性研究报告和建造阶段质量保证大纲等，经国家有关部门审核认可后，业主（建设单位）向国家发展和改革委员会提交项目申请报告提请项目核准。

项目申请报告　企业投资建设应报政府核准的项目时，为获得对拟建项目的行政许可，按核准要求向相应政府机关报送的项目论证报告。核电工程项目申请报告是在项目可行性研究的基础上，由项目建设单位（也可联合项目所在省发展和改革委员会）编制的向国家发展和改革委员会报送，争取国家对项目核准的申请性文件。主要包括项目申报单位及项目概况、发展规划及产业政策分析、建厂条件、工程技术方案、工程建设方案、资源综合利用分析、节能分析、建设用地、征地拆迁及移民安置分析、环境和生态影响分析、投资估算及经济影响分析、社会影响分析和相关政府和管理部门对项目建设的支持性文件。

可行性研究　见核电项目可行性研究。

工程前期进度设计　大致划分为立项和可行性研究批准、现场四通一平、初步安全分析报告审批和国家核准三部分。第一部分的关键活动主要有政府行政审批立项、主设备供应合同谈判，以及必要的对外交流、可行性研究。第二部分的关键活动主要有征地工作、现场四通一平、工程初步设计及土建施工图。第三部分的关键活动主要有核安全当局审评初步安全分析报告和国家核准。由于不可预见的问题比较多，难以确定设计进度，而且经常根据实际情况进行调整。不同的厂址、不同的设计工作量和不同的核安全审批制度，可能形成不同的主导关键路径。这个阶段进度计划设计的难点在于国家核准，受国家政策影响较大，也需要根据实际情况进行相应调整。此外，由于一些主要设备制造工期很长，反应堆压力容器、蒸汽发生器等制造工期一般需要38～43个月，通常按照浇灌第一罐混凝土和现场安装的日期确定启动制造的时间。

工程进度设计　整个核电项目工程进度控制和投资控制的基础，是工程总体部署和对内对外合同签订的依据。一般要根据参考电厂总进度，结合本国国情进行详细分析，对主要阶段（即土建、安装及调试的进度）进行适应性调整作为项目的里程碑进度。核电项目的工程进度设计一般均采用关键路径法：第一关键路径为场地负挖、核岛反应堆厂房土建施工、主设备安装、核系统功能试验；第二关键路径为常规岛厂房土建施工、汽轮发电机组安装和功能试验。

场地负挖一般需6～12个月，土建阶段是指从第一罐混凝土起至安全壳穹顶吊装为止，一般为18～22个月。安装阶段是指安全壳封顶到反应堆主回路冷态试验开始，一般为22～24个月。但是这段工期各国的数据出入较大，关键在于设计、制造与安装的配合和土建与安装交叉重叠的程度。日本除去与土建交叉部分，安装工期仅10个月左右，中国压水堆核电厂通常在22个月左右。调试阶段是指冷态试验开始到性能试验结束（或商业运行开始）的工作阶段，包括冷态试验、热态试验、核燃料装载、反应堆临界、并入电网、提升功率、各项性能试验等。一般在性能试验合格后，设备和系统要进行短期的维护处理，才正式投入商业运行，此阶段是一环扣一环的，各分阶段交叉衔接的可塑性较小，关键在于事前组织准备、人员素质、程序优化等，一般工期为12～14个月。

国际上最短的核电工程工期为48个月左右（日本柏崎·刈羽核电厂的第二台先进型沸水堆ABWR），中国在20世纪90年代末一般为65～70个月，有的已经缩短到60个月内。

主设备招标与合同谈判　对于大部分主设备从国外引进的大型项目，由于涉及国外信贷和外汇额度的使用，且相应的价格和国产化、自主化比例、融资条件等对工程总投资影响较大，对外合同正式谈判可按国家规定在可行性研究报告批准后进行。负责批准可行性研究报告的主管部门要求尽早开始与外商洽谈，待供应合同意向书签订后，根据谈判结果，对可行性研究报告提出补充修改后作最终批准，因此业主宜在项目建议书获得批准后即对外发标并筹组评标组织、拟订评标细则进行合同谈判。最终签订的合同与协议通常不仅包括进口主要设备供应合同与可能的技术转让协议，还须有设备出口国银行（或银团）与国家政策性银行的贷款协议及后者与业主营运公司的贷款协议，以及外商与业主间的技术转让协议和对国产化、自主化比例的承诺文件等。对于基本上采用国产化设备的核电项目，在国产化主设备的订购方面，业主应密切关注国内制造厂商就其中进口部件与原材料的对外谈判。

工程初步设计　由设计单位在经批准的可行性研究报告与已签约的主设备供应合同的基础上，按照业主的设计任务书要求进行并达到规定的设计深度。（见工程初步设计）

前期工程设计　在新项目建设中，应适时开展“四通一平”（即通路、通电、通水、通信和场地平整）前期工程总体设计，再开展相关工程的单项设计，以确保单项工程之间的协调。相关的前期工程设计主要包括厂区总体规划、土石方工程、截排洪工程、边坡工程、海域工程、交通运输、供水、施工用电、通信等方案设计或总体规划设计，也包括现场配套生活、办公设施设计及余留现场砂石加工和混凝土生产场地。

核电厂业主通过制订施工组织设计大纲规定工程施工的总部署、总进度计划、总投资与资金计划，以及项目管理的各类必要的工程程序，并要求各供货单位（供应商）与建设单位（承包商）依照有关法规与合同要求，按各自的工程目标制订并实施相应的大纲与程序。

hedian gongcheng sheji

核电工程设计

(design and engineering of nuclear power plant)　将核电厂工程建设要求转化为实施工程建设活动所需要的执行文件的过程。在核电建设项目可行性研究报告获得国家批准后，由具有资质的工程设计单位根据核电厂业主的设计任务书，按照国家核安全法规规定的要求编制实施许可证申请、设备采购与制造、建筑、安装、调试和运行等活动所需的各类设计文件。

设计阶段　模式反应堆（原型堆）的核电工程，设计过程通常分为方案设计（概念设计）、初步设计（基本设计）和施工设计（详细设计）三个阶段，这种设计方法复杂，时间长，费用相对昂贵。商用核电厂的工程设计，一般采用以参考电厂作为参照，根据厂址地质、水文和气象特征、国家

新颁布的强制性规范标准及用户的需求进行设计，设计过程分为总体设计、初步设计和施工图设计。

总体设计　在项目可行性研究的基础上，编制出版指导工程设计的总体性顶层文件的活动。总体设计内容包括总体设计采用的主要法规、导则、规范和标准；给出核电厂总体设计参数和厂址设计数据；列出核电厂主要工艺系统和专设安全设施；优化可行性研究阶段提出的总平面布置；厂房、系统和设备核安全分级（电气除外）；说明核电厂的运行方式、设计和运行工况分类；明确防火设计准则和内外部灾害防护原则。如采用参考电厂，对参考电厂的主要技术改进应进行说明和论证。在工程总体设计中，需要针对厂址特点及用户需求，通过论证，在技术可行的前提下合理采用新技术及相对参考电厂的改进和优化措施。对于涉及核安全的改进项，应严格按照核安全监管的程序进行审评，确保改进方案不低于原有的安全要求。在总体设计中，还需要针对某些关键的系统、厂房和专项工作开展总体性方案设计，如反应堆冷却剂系统总体方案设计、严重事故缓解措施总体方案设计、循环水联合泵房总体方案设计、仪控总体方案设计等。通过总体性方案设计，及时发现和解决问题，降低后续阶段设计出现反复的风险。

核电厂工程总体设计的内容与范围取决于拟建核电厂采用技术的成熟程度、厂址条件与参考电厂的差异、工程实施进度、设计分工方式等因素，因此不同核电厂工程总体设计的内容与范围并不完全相同，也可能出现工程总体设计与初步设计交叉并行的状况。工程总体设计决定了核电厂的总体性能和安全状况，该阶段确定的设计原则和设计方案往往成为技术决策的主要依据。

初步设计和施工图设计　初步设计是依据总体设计文件和可行性研究报告进行核电工程项目所要求报批文件的编制工作。施工图设计是根据初步设计成果进行深化和细化，最后转化为工程建造所需的施工图纸和文件。（见工程初步设计和工程施工图设计）

许可证申请及其他文件　在各个设计阶段，还要编制许可证申请、设备采购、调试、运行等其他设计文件。主要包括：论证核电厂环境评估的文件，如《选址阶段环境影响评价报告》《厂址选择安全评价报告》《设计建造阶段环境影响评价报告》等；安全分析与评价报告，如概率安全评价报告，在各种假想事故工况下，采用确定论与概率论（PSA）相结合的方法对核电厂的性能进行安全分析，初步设计完成后完成初步安全分析报告（PSAR），装料前完成最终安全分析报告（FSAR）。此外，还要编制如设备采购技术规格书，燃料管理和堆芯管理文件，调试、运行指导文件和定期试验大纲等文件。

hedian gongcheng xiangmu cehua

核电工程项目策划

（nuclear power project planning）　总承包单位项目策划人员根据核电建设业主总的目标要求，在核电工程申请立项和开展初步可行性研究前，从不同角度出发，通过对拟建设项目进行系统分析，对建设活动的总体战略进行运筹与规划，对建设活动的全过程作预先的考虑和设想。核电工程项目策划的目的是在建设活动的时间、空间、结构三维关系中选择最佳的结合点重组资源和展开项目运作，为保证项目在完成后获得满意可靠的经济效益、环境效益和社会效益而提供科学的依据。拟建核电工程项目策划内容包括市场分析、总进度设计、堆型选择、主要技术参数的确定、项目管理模式、工程保险、资金筹措与融资方式、总投资估算和经济评价等工作。

市场分析　核电项目与其他项目一样，既要考虑市场需求及业主在该地区的经济利益，又要考虑全社会的经济效益。在分析市场需求时，除要研究整个地区经济发展、电力需求增长及核电、火电和水电之间的相互关系外，还要考虑环境容量、运输压力等因素，从电源结构优化、确保地区经济及能源可持续发展的政策高度来判断该地区核电发展的可能性。一般情况下，应当邀请权威咨询研究部门进行详细分析论证，得出可信的结论，在取得政府主管部门初步认可后，作为启动项目及开展可行性研究工作的依据。

总进度设计　工程建设总进度是测算工程项目总投资和经济效益的重要依据之一，是项目策划中的重要内容。项目总进度设计包括工程建设前期阶段和工程里程碑进度阶段，国际上通常以第一罐混凝土浇灌作为标志来划分，之前为工程建设前期阶段，之后为工程里程碑进度阶段。国内外建设核电厂的经验表明，一般核电项目从开始策划到投产，共需时约 10 年，前后阶段各占 5 年左右。前期阶段影响因素太多且难以掌握，国际上各国的实践差异也较大，工程实施阶段一般在 5 年左右。

堆型选择　核反应堆的类型选择。由于核反应堆是核电厂的核心设备，它的选择对核电厂的系统协调、总体布局乃至安全性、经济性，以及整个国家自主化、国产化实施的进度和相关工业的配置均将产生决定性的影响，因此，必须在国家总的发展规划和政策方针指导下，结合地区、市场和电网的特点，选定堆型及其功率水平。

主要技术参数的确定　在选定堆型及单机容量的基础上，确定核反应堆一回路设备和汽轮发电机组的重要技术参数，如安全裕量、可用率、换料周期、设计寿命、一回路参数、仪表和控制系统、汽轮机转速和型号等，这些将对整个核电厂的安全性、可靠性、经济性产生巨大影响。国际原子能机构建议核电建设业主（尤其是发展中国家的业主），在与主要核设备供应商签约时，宜在合同中写明一个由该供应商提供主要设备的、有优良运行业绩的特定电厂为选定的参考电厂，以及本电厂与参考电厂之间的主要差别，以减少风险，并在合同执行中有争议时，可以比对参考电厂来判定。

项目管理模式　对核电工程的前期准备、制造、设计、采购、土建、安装、调试等所有工作进行全方位控制和监督（质量、进度、投资三大控制）的管理方式。国际上较常见的有“交钥匙”（turn-key project，即项目总承包）、业主自行管理和项目管理总承包等方式。这几种方式各有利弊，需要项目法人结合自己的特点，经过经济与风险分析，最后做出选择。

“交钥匙”方式　核电建设业主（或建设单位）将核电厂设计、设备采购、施工、调试和移交等工作全部委托给一家有经验和相应资质的单位，由其代理业主（或建设单位）进行核电厂建设和管理，直至整个核电厂建成并且在性能测试完毕后移交业主商业运行。项目总承包方承担建设期全部

风险（与主设备制造商承担的风险保证程度不同）、主要设备一定的保修及整个核电厂投运后一段时期运行性能的保证。

业主自行管理和项目管理总承包　核电厂业主（或建设单位）自行负责核电厂设计、设备采购、施工和调试的管理，也可采取总承包的方式委托一家有经验和资质的单位代表核电建设业主（或建设单位）进行工程建设管理。项目管理总承包单位不承担主要设备的保修及整个电厂投运后一段时期的运行性能保证。

工程保险　见核电项目工程保险。

资金筹措与融资方式　企业为一个项目筹募股本和债务的方式，其中包括业主以股本投资和寻求各种贷款资金的行为。在进行核电项目融资时，需要特别关注的问题有：①投资金额大；②建设期比一般常规电厂长；③核电安全的特殊性。对于发展中国家，一般核电项目典型的融资方式是出口信贷、商业贷款和业主自有资金三者结合，并由政府或国家以主权承担风险的一种融资方式。中国核电建设的融资安排中，资金主要来源有业主自有资金（资本金）、债券市场、商业贷款、卖方信贷等。

资本金筹措　项目的投资者投入的资本金。由于核电项目资金需求较大，一般资本金占总投资的比例为20%～30%，投资者资本金来源主要有自有剩余资金、股东加大投资、利用资本市场发行企业债券、利用现存资产上市发行股票、吸收战略投资者投资。

出口信贷　外国出口信贷机构允许购买产品和服务的买方延期付款。出口信贷有两种形式：一种是出口卖方信贷，由出口信贷机构贷款给出口方；另一种是出口买方信贷，由出口方银行贷款给买方。政府对这两种形式的信贷都给予官方支持，如贴息。这种官方支持意味着对出口方和贷款银行的利益有充分保证，且利率比商业信贷略低。经济合作与发展组织（OECD）规定的出口信贷宽限期覆盖建设期并可延长到投产后6个月。出口信贷的利率是基于商业参考利率，出口信贷的还款期可长达15年。买方还可以要求建设期的利息资本化，此部分还款期为10年。

总投资估算　业主在项目开发前，对该工程项目总投资费用的估算，一般有基础投资、固定投资和建成投资三种形式，或分别称为基础价、固定价和建成价。

基础价　以基准年价格计算的资本投资额，包括为形成发电能力在建设期投入的全部基础资金。估算主要依据国家现行的有关文件，各种财务法规，国家颁发的有关编制投资估算的指标、定额和取费规定，以及参考电厂的数据及各主设备供应商的建议书等，但设备、材料及各项费用均需调整为基准年的价格。

固定价　在基础价的基础上考虑建设期间逐年物价浮动的资产投资总额。物价浮动引起的超出基础投资部分的费用为建设期的浮动值。各年浮动值应根据预测的各有关国家和地区的年浮动率及其相应的基础价投资进度等进行计算。

建成价　在固定价的基础上考虑建设期财务费用的资本投资总额。建设期贷款利息应按各币种贷款年利率分别计算，年利率为该项贷款的综合利率包括银行的手续费、融资费等。

经济评价　国民经济评价和财务评价。通常，企业一般不作国民经济评价，经济评价均指财务评价。财务评价是从企业的角度根据国家现行的财务制度，分析测算项目的费用和效益，评估项目的获利能力、贷款偿还能力、财务指标等财务状况和进行风险分析，以评价建设项目财务上的可行性。在筹划核电项目时采用的参数多为预测和估算数值，具有不同程度的不确定性，有必要通过财务模型计算各种参数和条件的变化，对项目可能产生的影响，以分析项目可承担的风险程度。通过比较各种因素（包括市场、通胀率、利率、汇率、负荷因子、工程延期、建成价超支和经济营运期等）变化对工程造价和电价的影响程度，作敏感性分析，以保证项目在财务上的可靠性和可行性。

hedian guihua

核电规划

（nuclear power program）　根据对未来一段时间能源及电力需求的预测、电力结构和环保要求，由国家主管部门主持、有关单位参加编制，最后由最高行政机构颁布实施的专业发展计划。主要内容有战略目标、技术路线、规划布局和配套条件建设等。一座核电厂的建设，特别是第一座核电厂的建设（包括开工前的准备），往往需要10年或更长的时间，因此，核能的开发和应用是需要投入大量人力、财力和物力的，并需要在一个相当长的时期内持续实施一系列核电厂工程项目才能收到实效。发展核能必须要有一个长远规划。

在制订核电规划、确定核电厂的建设规模和容量增长的速度前，首先应对发展核电的必要性和可行性进行研究。为此需要完成下述工作：核电厂和其他类型电厂发电成本的分析与对比，及其相应的燃料供应体系（包括运输）所需投资的分析与对比；建设和运行核电厂所需各种硬（软）件来源的分析，在这一分析中应考虑核电厂依赖进口的程度和所需外汇高于常规电厂的因素；核电厂和其他类型电厂对环境影响的分析与对比；工业、科技事业、整个国民经济和全社会为发展核电所承受的负担与得益的分析；为支持核电规划所必需的一整套核电基础结构及为形成此基础结构所必须采取的措施等。

发展核电，需要得到国家主管科技、工业、教育、卫生、环境保护、外贸、金融等多个部门的支持，参与这一事业的基层企业和事业单位更是数以千计。为发展核电而需要投入的人力、物力和财力，在整个国家所掌握的资源中也占有一定比重。核电规划的实施顺利与否，对全国工业、外贸、科技、整个国民经济和全社会的发展所产生的影响不可低估。因此制订核电规划必须视作国家的一件大事，并由最高决策机构主导。法国自戴高乐主政起，历次制订核电规划均由总统直接主导。在某些国家，核电规划还必须经过全国立法机构的审批。

核电规划中应确定的事项，最低限度应包括：规划期内各地区建成核电厂的数目、容量和进度要求；所选用的堆型；核电国产化的要求和国际合作的基本指导原则；乏燃料和放射性废物的处理和最终处置；构建核电基础结构，明确规划中各主管部门之间职责的划分，以及组建监督核电规划实施情况，协调基础结构各方面的政府机构并明确其职责等。

核电规划不是一成不变的，应在其实施过程中随着能源及电力规划的修订、核电厂工艺的进步和实际经验的反馈，进行定期或不定期的调整和修订。

hedian jichu jiegou

核电基础结构 (infrastructure for the nuclear power program) 适应核电规划的特定要求并借以实现规划预定目标的法律基础、工业基础、科技基础、教育体系、筹资渠道及核安全监管机构等一系列基本条件的总和。为保证核电规划的顺利实施，国家必须具有本国的核电基础结构。为此，在制订国家核电规划时，首先应对本国在常规工业发展过程中形成的已有基础结构进行全面评价，确定与核电规划要求不相适应的各方面的差距，编制消除这些差距的计划，并作出相应的部署。为使此种基础结构成为有效支持核电规划的有机整体，政府应对它的各个组成部分施加影响，使之在保持协调一致的前提下发挥各自的功能。

法律基础 由旨在促进核科技的开发与应用并保证核安全的法律和法规组成。由此类法律和法规处理的事项有核材料管制、核设施管理、辐射防护、环境保护、放射性物质运输、放射性废物管理、核责任、核领域内的国际合作和国产化政策等。这类法律和法规一般分为若干层次，其层次最高的是最高立法机构所颁发的原子能法。

工业基础 由营运核电厂的电力工业和支持性工业两大部分组成。电力公司电网的规模和技术特性应适应核电厂的特定要求。电力公司及其上级管理部门应具有相应的管理水平和安全文化。支持性工业由设计和施工行业、制造工业、核燃料循环工业以及为核电厂的建设和运行提供某些技术服务的咨询行业等分支组成。不同国家在实施核电规划的过程中，均有必要建立本国的支持性工业，其深度和广度则因国内已有的工业和科技水平、核电规模和国产化政策等而异。

设计和施工行业 在核电厂的建设中，不论采取何种合同方式，均须组织本国的设计和施工力量参加。外国合同商所提供的设计是否符合本国的核安全法规和各种法定的技术标准，是否适应厂址和电网的特定条件，需经业主审定。施工现场的准备工作及现场的基础设施，诸如供水、供电、交通运输和通信等，应由业主负责。这些任务宜委托本国的设计和施工公司承担。对整个工程的项目管理，即便在交钥匙合同（如大亚湾核电厂等）的条件下，业主也应与本国的工程设计公司分工合作建立各自的项目管理机构，对合同商执行合同的情况进行跟踪，以防止建设的质量、进度和预算失控。

在初建核电厂时，本国的常规设计和施工公司缺乏核电厂工程经验，它们可在分担建设任务的实践中逐步提高。为取得外国主合同商的支持，应在主合同中订立相应的条款。这样，已具有大型火电厂、化工厂和钢铁厂等建设经验的设计和施工公司，在参与了若干座核电厂的建设后，即可具有独立承担任务的能力。采取这一方式，对于发挥本国制造工业的潜力，使之承担一些材料和设备的供应（其范围将逐步扩大），也有显著的促进作用。西班牙、韩国和阿根廷等国，都是这样提高自身国产化水平的。西班牙在20世纪60年代建设第一批核电厂时委托外国厂商作为“交钥匙承包商”，同时委托本国的工程设计施工公司分担部分设计和施工任务，使第一批核电厂的国产化比率按全部投资金额计就达到了40%。70年代兴建第二批和第三批核电厂时，西班牙的工程设计公司已具有承担整个建设任务、全面负责工程设计和项目管理的能力。此时，承担核蒸汽供应系统和汽轮发电机组成套设备供应任务的外国合同商已成为分包单位，西班牙核电厂的国产化比率分别提升到60%和80%～85%。（见核电工程设计与设备采购）

制造工业 支持性工业中为核电厂提供各种材料和设备的分支。这一分支由建材、冶金、化工、通用机械、动力设备、电工和电子、仪器和仪表、施工机械、起重设备等多种行业组成。在核电厂的建设中约有四五百家各种供应厂。

核电厂建设中所需要的普通材料和设备，有很大一部分可由常规工业产品的制造厂提供，包括各种普通钢材及非金属建筑材料，各种碳钢制品，一般的水泵和风机，绝大多数的容器、热交换器和阀门，电缆、变压器、电动机、开关设备和控制屏，多种电子产品，热工仪表和电工仪表，大部分施工机械等。为了满足核电厂对产品质量的要求，制造厂必须对相应产品实施有效的质量保证。

核电厂专用的材料和设备，应由具有专门的技术装备并掌握专门技术知识的制造厂提供。专用材料有锆材、镍基合金和特种合金钢等。专用设备有反应堆压力容器、蒸汽发生器、一次冷却剂泵和其他几种核安全等级泵、堆内构件、一回路管道、控制棒驱动机构、对功能有特殊要求的阀门及堆内测量仪器等。为实现上述材料和设备的国产化，往往需要建立新的生产设施或增添新的检测手段及试验台架等，相应地投入人力、物力和财力。当然，消化和掌握从外国引进的技术，往往也需要相当长的时间。

承担核蒸汽供应系统成套设备设计和制造的外国公司常作为核电厂主合同商参与核电厂建设。也有些公司如加拿大原子能有限公司、德国KWU公司等自己并不从事主设备制造，它们作为主合同商，其主要活动是设计核蒸汽供应系统，包括反应堆堆芯，并进行相应的研究和开发工作，而把硬件的制作大部分委托选定的专门制造厂按规定的技术条件和质量保证程序完成。

从头建立具有提供核蒸汽供应系统成套设备能力的公司是一项艰巨的任务。这种公司需要拥有一支由多种专业人员组成的科技队伍，以及进行研究和开发工作的实验设施。即使在有利的技术转让条件下，经验的积累，也往往需要10年以上的时间才能趋于成熟。

核燃料循环工业 支持性工业中为核电厂提供燃料及相关技术服务的分支。一个完整的核燃料循环工业应包括铀资源勘查、铀矿开采、铀的提取和精制、铀的化学转化、铀同位素的富集、核燃料组件的制造、乏燃料后处理、回收铀和钚的复用，以及放射性废物处理和最终处置等多个环节的生产设施。核电厂采用天然铀反应堆时，无需进行铀同位素的分离，核燃料循环工业相对比较简单。当国际市场上天然铀供过于求，价格下跌，造成乏燃料中铀和钚的回收在经济上得不偿失时，一些国家采用一次通过的循环方式，把乏燃料作为放射性废物予以最终处置，而不进行后处理；或者采取可回取式处置，将来再决定最终处置方案。

咨询行业 凭借专业知识通过提供服务的方式支持核电规划的行业。咨询行业包括具有独立资格的专家、专业事务所、咨询公司、公立研究机构、技术检查和检验机构及主管气象、水文、地质、地震等业务的机构等。咨询行业所从事的活动包括：为制订核电规划的政府机构对国内已有的工业潜力作出评价；在核电厂厂址选择和确定设计依据的过程中

就工程地质、水文地质、地震地质、淡水的供应、循环水取水口和排水口的位置、重型部件的运输路线和码头的设置等专题提出建议或作出评价；为业主编制招标书或对合同商所提出的标书进行评估；作为业主的项目管理的顾问；设备的役前和在役检查；为核电厂训练运行人员；制订核燃料管理的方案；为运行中的核电厂提出改进建议；作为业主的法律顾问等。咨询行业的主要作用在于其专门知识和有别于合同商的独立性。工程建设公司往往兼管咨询业务。国际原子能机构也向成员国提供无偿技术支援，例如派遣运行安全评审小组和安全重大事件评估小组。

迄今为止，除少数几个核工业发达国家外，许多国家由于本国实力的制约及核电建设规模不大等原因，没有建立提供核蒸汽供应系统成套设备的工业能力或完整的核燃料循环工业。

科技基础 由核和非核的多种专业研究开发机构、标准化组织等组成。它为核电规划培养和输送各种专业的骨干技术人员。（见核电研究与开发）

教育体系 包括为支持核电规划、开发人力资源的大专院校，以及为训练核电厂运行人员和其他专门技术人员的各种训练中心。（见核电人力资源开发）

筹资渠道 为保证核电规划的实施，需要取得政府或金融机构的有力支持。核电厂的建造费用远高于同容量的火电厂，其建造周期和投资回收期又比较长。在筹资的渠道不畅通、贷款的利率和偿还期限不利的条件下，不可能激发电力工业投资核电的积极性。这个问题在核电处于起步阶段，且煤价偏低的国家尤为突出。制造工业和核燃料循环工业也需要财政的大力支持才能逐步实现国产化。

核安全监管机构 见核安全监管机构。

参考书目

Technical Reports Series No. 281. Developing Industrial Infrastructures to Support a Programme of Nuclear Power. Vienna: IAEA, 1988.

hedian qilunji

核电汽轮机

（nuclear steam tuibine） 由核岛产生的蒸汽驱动并用于发电的汽轮机。通常指用于压水堆核电厂、沸水堆核电厂、重水堆核电厂和石墨水冷堆核电厂的饱和蒸汽汽轮机，其新蒸汽为含微量水分饱和蒸汽或微过热蒸汽。对于高温气冷堆核电厂和快中子增殖堆核电厂，其新蒸汽参数与常规高压火力发电厂的过热蒸汽参数大致相同，故可直接采用常规火力发电用汽轮机。中国采用压水堆技术作为发展方向，典型900MW压水堆核电厂汽轮机主要参数见表。

典型900MW压水堆核电厂汽轮机主要参数

参　数	半　速		全　速
	1型	2型	大亚湾核电厂
结　构　参　数			
转速（r/min）	1500	1500	3000
高压缸（双流）数目	1	1	1
低压缸（双流）数目	3	2	3
末级叶片高度（mm）	1220	1450	945
总长度（m）	40.40	39.35	40.48
宽度（m）	11.86	17.97	
高度（平台以上，m）	5.58	6.83	
高压转子：长度（m） 质量（t）	8.6 47.5	8.8 60.0	
低压转子：长度（m） 质量（t）	10.6 147	13.5 218	
蒸　汽　参　数			
高压缸进汽： 压力（MPa） 温度（℃） 流量（kg/s）	 5.15 266 1397	 4.83 263 1398	 6.59 283.4 1467.32
低压缸进汽： 压力（MPa） 温度（℃） 流量（kg/s）	 1.06 252.1 1033	 1.10 252.7 1028	
凝汽器参数（开环，海水）			
蒸汽流量（kg/s）	840	852	828.7
绝对压力（kPa）	4.22		7.5
循环水流量（m^3/s）	37.3		44
循环水温度（年平均）（℃）	15		23
循环水温升（℃）	11.5		10.3
传热面积（m^2）	48 130		17 883×3
传热管数目	74 004		13 616×3
传热管直径（mm）	19		18.06

特点 核电汽轮机新蒸汽压力通常为5～7MPa且为饱和（湿）蒸汽，其可用比焓降仅为常规亚临界压力火电机组的60%左右。故核电汽轮机新蒸汽的质量流量为同功率常规火电机组的170%～190%，体积流量为其250%～350%，排汽体积流量为其165%～175%。因此，核电汽轮机具有与常规火电厂汽轮机不同的特点：①由于新蒸汽及低压缸排汽体积流量大，通过加大汽轮机汽缸及转子（见图1）尺寸、采用双流缸及增加低压缸数、提高末级叶片长度、半速等设计制造技术以满足大容量核电汽轮机的要求。②采用饱和（湿）蒸汽是影响核电汽轮机性能、结构的最重要因素。由于高压缸及整个系统都在饱和（湿）蒸汽区工作，而且随着蒸汽膨胀做功湿度不断增大，其中所有与湿蒸汽接触的通流部件、阀门、管道和容器表面都会承受严重的腐蚀和侵蚀（包括流动加速腐蚀），故要求采取机内去湿措施和选用适当的材料（或覆面材



图1 核电汽轮机低压缸转子

料）。③核电汽轮机一般都采用节流调节，除了结构上的制约外，还要适应核电机组运行的特殊要求，即机组起停次数少、带基本负荷、通常不参与电网调频。④由于汽轮机设计背压与投资及机组运行经济性影响较大，应通过冷端系统设计优化确定机组的最佳设计背压。⑤核电厂应尽量避免反应堆跳堆运行工况，在甩全负荷时要求汽轮机能带厂用电运行或空负荷运行。⑥机组甩负荷时，由于庞大的汽水分离再热器、给水加热器和抽汽管道等中间容积内的蒸汽膨胀，以及汽缸壁内表面水膜的蒸发，汽轮机超速可达25%～30%，故需采取特殊超速保护措施。通常在汽水分离再热器和低压缸之间的再热蒸汽管道以及低压给水加热器的抽汽管道上设置快关蝶阀（多为 2 个蝶阀串联），其关闭时间不超过 0.5s，这样可能将超速限制在 6%左右。核电厂汽轮机厂房见图 2。



图 2　核电厂汽轮机厂房

设计和结构的特殊考虑　核电汽轮机在设计和结构方面需考虑一些特殊问题。

转速的选择　随着汽轮机功率的增大，末级叶片高度受到材料许用应力的限制，而提高背压降低排汽体积流量又将使汽轮机热效率降低，因此，20 世纪 70 年代起 600MW 以上的核电汽轮机大多采用半速，即对 50Hz 的电力系统为 1500r/min，对于 60Hz 的为 1800r/min。采用半速后，在相同的许用应力条件下，低压转子直径和末级叶片高度均可增大，由此可获得 4 倍的末级流通截面，解决了全速汽轮机的上述难题。但半速汽轮机的尺寸和质量都大，造价要比同功率的全速汽轮机高。

分缸压力　核电汽轮机通常分高压和低压两段，高压缸出口压力一般为 0.7～1.1MPa。分缸压力选择的原则是使高压缸排汽湿度不超过 12%～14%，并考虑汽水分离再热器的运行条件，使经分离再热后的低压过热蒸汽在低压缸做功后，乏汽湿度也不超过 12%～14%。

低压缸的运行工况与常规汽轮机的低压段相类似。但半速核电汽轮机的低压缸因体积庞大，通常采用双层内外缸结构，以降低汽缸的热应力和螺栓应力。

汽水分离再热器　1000MW 级核汽轮机设置 2 台或 4 台汽水分离再热器，作为机外去湿装置。该装置通常为很大的卧式容器，内设汽水分离器和蒸汽再热器。通过汽水分离再热器对高压缸排汽去湿并利用抽汽和主蒸汽再加热，以提高低压缸效率，控制排汽湿度。

机内去湿和抗水蚀措施　通常采取下列措施以防止湿蒸汽中水滴对汽轮机部件的冲刷和侵蚀：①在动叶片蒸汽入口侧的背弧上开齿形沟槽，利用动叶片旋转的惯性离心力，将凝结在叶片表面上的水膜顺着齿形沟槽沿圆周方向甩出，进行汽水分离（见图 3）。②在隔板和叶片围带之间设置环状去湿腔和疏水孔，有效地排出湿蒸汽中的水分。③隔板采用中空静叶片，在静叶片背弧上开槽，水分经槽进入中空叶片内腔，一般抽入凝汽器（见图 4）。④在低压缸末级和次末级动叶片顶部蒸汽进汽边背弧处镶嵌硬质合金或经特殊热处理，以抗冲刷腐蚀。⑤在中分面等密封面上堆焊高铬钢等抗腐蚀材料，以防止泄漏蒸汽中水分的侵蚀。

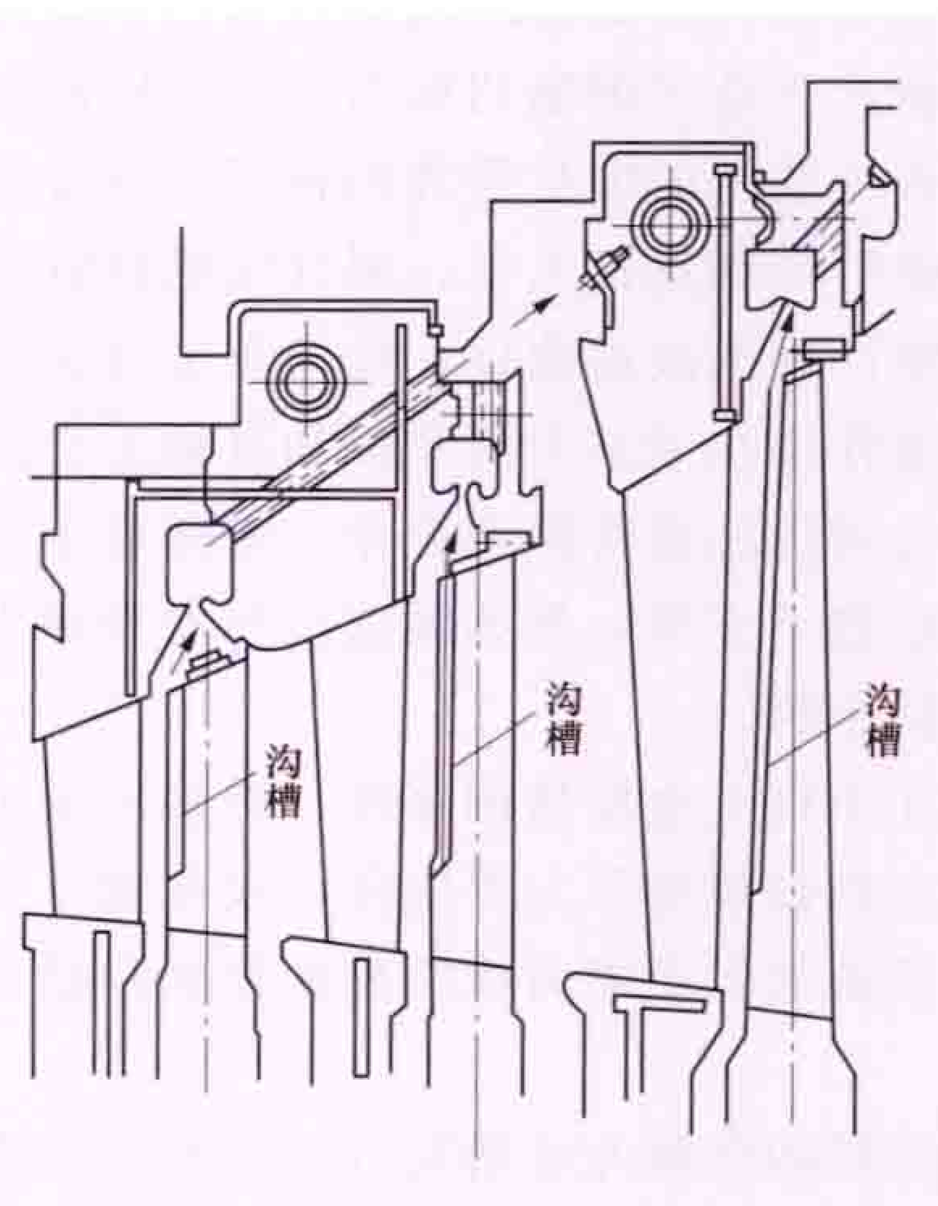


图 3　动叶片背弧上的沟槽去湿装置

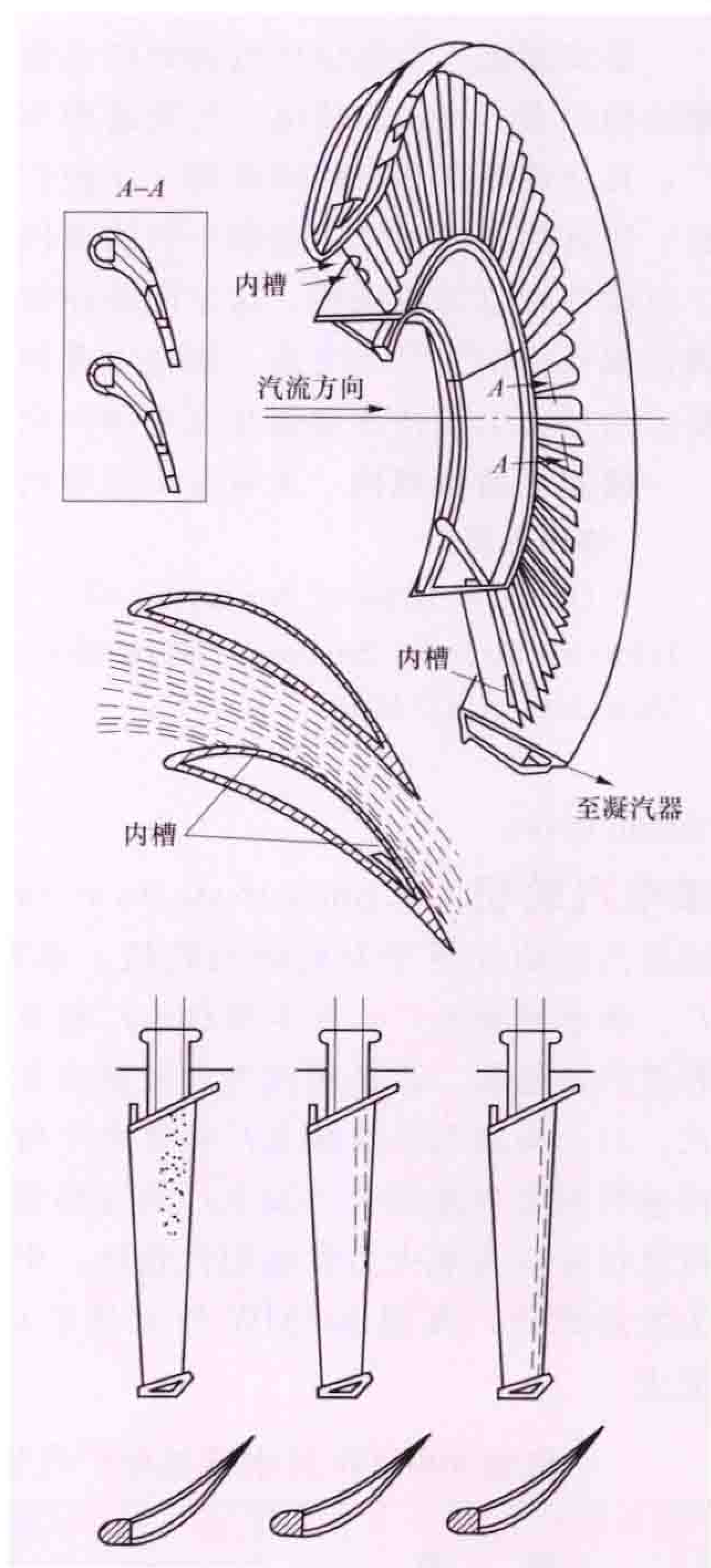


图 4　静叶片中空内槽式去湿装置

凝汽器　由于核电汽轮机蒸汽质量流量为常规高压火电机组的 170%～190%，故凝汽器的传热面积和结构尺寸以及循环水系统均需相应增大。有些凝汽器采用循环水单流程结构，即一端进水另一端出水。与常规火电机组的凝汽器一样，循环水分为对称的两半流道，使汽轮机在降低功率运行时可以关闭一半流道进行管板和传热管的清洗。为便于监测传热管或管子管板接头泄漏，多采用双层管板结构。安装中的核电汽轮机见图 5。



图 5　安装中的核电汽轮机

hedian renli ziyuan kaifa

核电人力资源开发　(manpower resource development for nuclear power)　满足核电建设和发展所需各类人才的培养，是国家发展核电的基础结构的重要组成部分之一。必须根据本国的需要，制订长期核电人力资源开发规划，并投入相应的人力和物力以确保规划的实施。

核能发电是一项集核工程技术和各种常规技术之大成的高科技。因此，核电人力资源开发有两个显著特点：①涉及专业的广泛性，它涉及原子核物理、核聚变等离子体物理学、核电子学、放射化学、放射生物学、核动力装置、同位素分离等几十个专业。②所需人才的多层次性，既包括进行核电发展规划编制、核电厂营运和管理、核安全管理和监督的高级管理人员，又包括核电技术研究和实验、核电厂运行和核电厂维修所需的各级技术人员，还包括掌握核电厂建造和安装中所需特种工艺的技师和专业工人。

学历教育　中国核电人才的基础性培训主要由高等院校、中等专业学校和技校承担，主要采用设置专门系科的制度培养核电人才，这样便于集中资源并在短期内达到较高的水平。在清华大学、北京大学、中国科技大学、上海交通大学、西安交通大学、哈尔滨船舶工程学院等一些高等院校中建立了工程物理系或技术物理系，在基础技术学科的基础上增设了有关的核工程技术课程，有条件的学校还设置了计算机工作站、有关的实验设施和研究性反应堆，为学生掌握核工程理论提供基础设计、实验手段。在课程设计和毕业设计中，也有意识地结合实际工程项目选择课题，以培养和增强学生从事科学研究和解决实际问题的能力。在开设第二学位或研究生课程的一些高等院校（包括科研院所），还开设了有关经济管理或核工程研究的课程，培养高级经济管理和高级技术人才。在中等专业学校和技校里，则更注重讲授实际操作技术和实用专业基础理论，以充实核电厂建造、安装、运行和检修的工程技术队伍。在培训中，不但要求学生掌握基础知识和专业技能，而且强调提高各种素质，包括接受安全文化和质量文化教育，树立敬业精神和创新精神，以及充分发挥个人的创造能力。

在职培训和再培训　核电人力资源开发更应重视在职培训和再培训，核电厂业主都应结合本厂的实际情况和岗位设置，编制一整套针对性很强的培训教材，成立专门的人员培训中心和管理机构。加强特别是对核电厂安全运行负有重大责任的核电厂值班主任和反应堆操纵员等中央控制室值班人员的岗位培训。核电厂专门设置了全尺寸仿真机等专设培训工具，以便在与中央控制室完全相同的工作环境中，对值班人员的各类正常操作、事故和应急处理进行模拟培训，以增强其正常操作、事故处理的能力。国家核安全局对核电厂值班主任和反应堆操纵员的资格评审和颁证，也包括有在全尺寸仿真机上的操作考试。有些核电厂还实行系统值班员轮岗、逐级升迁制度，以增进人员对本厂系统的熟悉和熟练操作程度。

此外，国际原子能机构、世界核电运营者协会及其分中心，均在各自的业务活动中投入大量的人力、物力，以讲习班、研讨会、安排人员培训、派遣专家服务、同行评议等各种方式对其成员国的核电人才培训予以支持。

hedian xiangmu gongcheng baoxian

核电项目工程保险　(nuclear power project insurance)　以核能工程项目为保险标的的科技工程保险，保险人承保核能工程中的各种核事故和核责任风险。核电项目工程保险是随着现代原子能技术的发展和各国对原子能和平用途的研究及应用而逐渐发展起来的新型保险业务，又称核能工程保险。1956 年，英国率先成立了核能保险委员会，专门研究核能工程保险的有关问题，成立了英国核能保险集团。西欧国家及美国、日本等国也成立了核能保险集团。到 20 世纪末，全世界有 20 多个国家成立了核能保险集团，使核能工程保险成为国际保险市场上一项有影响的科技工程保险业务，并成为各国民用核能工程必要的配套项目。核能工程保险的特点在于，它承保的主要责任是核事故风险，其他各种财产、工程保险则把核事故风险列为常规除外责任，并且不允许扩展承保。同时，由于核事故风险性质特殊、危险异常，使得核能工程保险具有政策性保险的特色，即政府的某些立法如《核事故损害赔偿法》通常规定核事故中应按绝对责任来承担损害赔偿责任，并对保险人在责任险项下的超赔给予财政补贴。因此，在商业保险中，核能工程险更注重与政府法规配合并需要政府的支持。

核能工程保险的种类　核电项目工程保险特指核电厂在建设阶段需要统筹策划和适时安排的各种保险，主要有建筑安装工程一切险、第三者责任险、海运货物保险、核第三者责任险、核财产损失险、机器损坏险等。

建筑安装工程一切险　从建筑工程一切险和安装工程一切险演变而来，属财产保险范畴。核电厂建设涉及大规模的土建和安装工程，为减少接口往往将这两者合并成建筑安装工程一切险的保险单形式，保单覆盖工程的整个建设期，甚至可包括投产后部分保修期在内。与国内通常的建筑安装工程一切险所不同的是，由于核电厂的投资规模特别大（以大亚湾核电厂为例，总保额约 20 亿美元），囿于国内保险公司的承保容量和经验，核电项目建筑安装工程一切险的承保虽按国家保险法规定由国内保险公司牵头承保，但通常还要有国际上相当数量和规模的再保险公司的参与和支持，首席再保险公司对有关承保范围、保险期限、免赔额及保险费率等主要条件有很大影响。

第三者责任险　与通常的公众责任险类似，承保工程建设过程中可能造成的第三者的人身伤亡和财产损失。第三者

指除责任险中保险公司与被保险人之外的社会公众，包括自然人、法人和其他组织，但不包括被保险人自己的雇员。核电项目保险实践中习惯于将第三者责任险作为附加险种包含在建筑安装工程一切险保单中。

海运货物保险　与常规的海运货物保险相同。核电项目采购的国内外设备、材料、文件发运地多，发货批次多，运输途径多（包括海运、空运及联运），为了避免漏保，核电项目工程保险实践中习惯于与保险公司签订定期统计申报前段时间发货资料并按申报金额计算缴纳保险费的预约保险协议，即开口保单。核燃料运输除正常的海运货物保险外，还要在发运前安排好核第三者责任险。

核第三者责任险　属核工业的特殊险种，承保由于核事故给除故意直接造成核事故的肇事者外的现场所有其他人员、单位和社会公众造成的人身伤亡和财产损失。根据《巴黎公约》《维也纳公约》等有关核责任的国际公约，规定由核电厂营运人承担一定限度的绝对核责任（其设计单位、供货商、施工单位等均不承担核责任），营运人通过购买此核第三者责任险，将风险转移给世界上的专门承保核风险的保险公司共同体组织。核第三者责任险赔偿不足的部分在一定限度内由所在国政府财政提供补偿。2007 年，中国《国务院关于核事故损害赔偿责任问题的批复》（国函〔2007〕第 64 号），规定营运者应当做出适当的财务保证安排，以确保发生核事故损害时，能够及时、有效地履行核事故损害赔偿责任。在核电厂运行之前或者乏燃料储存、乏燃料运输、乏燃料后处理之前，营运人必须购买足以履行其责任限额的保险。对营运人的外延进行了充分的界定，对责任限额等内容也进行了明确。

核财产损失险　属核工业的特殊险种，承保从装料开始由于意外的核泄漏及其他特定风险造成的核电厂财产（主要覆盖核岛内设备、核燃料组件）损毁损失及处理放射性污染的费用。该保险期限一般为一年，核电厂运行期间逐年连续投保。由于任何一家保险公司均无法独自承担数额巨大的核风险，世界各有核国家的保险公司根据市场需要纷纷以国家或地区为单位建立核保险共同体组织（pool），集中本国或本地区保险公司的核风险承保能力，并联合世界上其他国家、地区的核保险共同体组织的承保能力来承保核财产损失险及核第三者责任险。20 世纪 70 年代以来，美国及欧洲核电厂业主互保组织（mutual）发展迅速，除成员不断扩大外，还通过开展再保险业务开始在世界核风险承保市场上与 pool 展开竞争，加之全世界核电厂总体保险赔付率相当低，使核财产损失险保险费率在 20 世纪末的一段时期内呈现逐年下降的态势。

机器损坏险　为核电厂运行期间所需要，属保险市场的常规险种之一，承保核电厂设备在运行过程中可能由于除核风险以外的其他特定原因造成的损毁损失。由于与核电厂的核财产损失险有接口，因此，一般提前在工程建设后期与核财产损失险一起统筹安排。随着保险市场的扩大和发展，根据工程的需求，国际市场可以同意将核电厂的核财产损失险与机器损坏险合二为一，将机器损坏险包含在核财产损失险一张保单内承保。

核保险组织　包括核保险共同体和核自保组织。

核保险共同体　核风险的特殊性在于其潜在损失难以估量，最高可达几十亿或上百亿美元，根据保险的大数法则，必须要有大量的同类危险单位存在，并且危险数量也足够充分时，保险公司才能对此类风险进行承保。但由于全球核电厂有限的数量不满足大数法则，因而核风险属于不可承保的除外责任，任何单一保险公司都没有能力提供此类保险。这就需要特殊的保险组织方式，利用全球保险公司的巨大承保能力，在全球范围内分散核风险。

20 世纪 50 年代以来，核电厂以其高经济性的特点得到了迅猛发展，与此同时，核电厂的复杂性、危险性也成为公众极为关注的问题。为了给核电厂提供充分的保险保障，将损失控制在最小范围内，核保险共同体应运而生。核保险共同体就是集中国内的核风险承保能力，各保险人共同承担风险，分摊损失，为核风险提供最大限度的保险，保障核电事业顺利发展的一个组织。各国核保险联合体遵循一些共同的基本原则。这些原则在《各国核保险联合体临分业务经营准则》中有明确规定，其中最基本的原则是核保险联合体成员所接受的份额必须是净自留责任，任何成员不得为其承担的风险进行分保，而且核保险联合体不使用任何中介，这样就能将费用控制在最低水平上。据统计，全球共有 25 个核保险共同体，会员公司超过 400 家，截止到 2012 年 8 月，国际核保险共同体承保了全球 440 座核反应堆。每个国家和地区的核保险共同体均由本国或本地区的保险公司、再保险公司组成。整个核保险共同体体系承保能力平均为核物质损失险 16 亿美元，核第三者责任险 6 亿美元。

中国核电厂保险的主体主要有保险公司和核保险共同体。中国核保险共同体为国际核保险共同体的一员，经中国保监会批准成立，有 24 家成员公司。其保险业务范围在国内主要为核物质损失险、核损害第三者责任险、核物质运输责任险。国际业务承保的主要险种除上述国内业务提及的物质损害、第三者责任和运输责任外，主要还有物质损害险中的恐怖主义险和营业中断险。中国核物质损失险的承保金额为 10 亿～16 亿美元。核第三者责任险的承保金额根据国家规定为 3 亿元人民币。

核自保组织　为避免遭受国际核电保险市场短期波动的影响，获得长期稳定的保障，同时适当自留风险以促进各成员核电厂注重整合核电风险管理资源，共享风险管理经验，提高风险管理、损失控制能力，降低管理成本，从而提高核电厂投保的积极性，欧美国家的核电厂成立了核自保组织。核自保组织主要有两个：①欧洲核自保组织（EMANI）。成立于 1978 年，总部设在布鲁塞尔，承保成员为比利时、芬兰、法国、德国、匈牙利、意大利、荷兰、南非、瑞典、瑞士和英国的部分核电厂；②美国核电自保组织（NEIL）。成立于 1973 年，总部设在美国特拉华州威灵顿市，承保全美 90%以上的核电项目。

hedian xiangmu gongcheng jianshe guanli

核电项目工程建设管理　(construction management of nuclear power project)　对核电工程项目自批准立项起至投入商业运行止的全过程（包括前期工作、设计采购、设备制造、土建安装、调试等）和全方位（包括质量控制、进度控制、投资控制三大控制）的管理。国际上的通常做法是，由业主自己或委托工程顾问公司或总承包给主供应

商组织一个功能齐全的工程管理机构，负责归口核电项目管理。尽管不同的项目管理模式下业主、工程顾问公司和承包商之间的分工、职责有所不同，但在总体上其工程项目管理机构及功能分块大致上是相同的，一般都分设计、采购、现场施工和调试、合同管理、项目控制、质量保证等几个主要部门，其中前三个部门是按建设阶段来划分职能，并进行对口管理的；后四个部门则对项目的三大控制进行监控，贯穿全过程的各阶段。核电项目工程建设管理的核心是要使工程质量、进度、投资处于受控状态，实现工程的三大控制目标。（见工程质量控制、工程进度控制和工程投资控制）

hedian xiangmu kexingxing yanjiu

核电项目可行性研究 （feasibility study for nuclear power project） 对核电工程项目的安全性、可靠性、环境相容性、技术先进性，以及对项目建设的必要性、技术可行性和经济合理性进行全面系统分析和科学论证，为投资者决策、核安全监管和咨询机构对项目进行评估提供依据的工作。进行核电项目可行性研究时，应依据国家能源政策、国家及地区电力中长期发展规划和国家核电中长期发展规划、国家相关产业政策要求，遵循国家核安全法规与导则的相关要求。

核电项目可行性研究与常规电力项目类似，一般划分为初步可行性研究和可行性研究两个阶段。凡是新建和扩建的核电项目，均应进行这两个阶段的可行性研究。当在原审定的建设规模范围内，在同一厂址由同一企业法人扩建同类型的核电机组，可直接进行可行性研究。

初步可行性研究 主要通过搜集资料、调查研究和必要的试验，分析论证核电厂建设可行性所涉及的主要问题与条件，其主要目的是基本排除厂址颠覆性因素——厂址地震安全评价和环境影响，通过分析、研究、比选确定优先候选厂址和备选厂址，建议厂址规划容量，为编制工程项目建议书和厂址列入国家核电发展规划提供依据。初步可行性研究阶段的主要成果是推荐出优先候选厂址和备选厂址，主要任务包括：①研究拟建核电厂在国民经济、一次能源平衡和电力系统发展中的地位和作用，开展电力负荷预测及电力电量平衡，研究厂址送电方向和供电范围，说明电能消纳条件，论证其建设的必要性、建设规模和建设时机，同时提出厂址与电力系统连接方案的设想。②根据核安全法规/导则中关于核电厂厂址选择的有关规程和技术要求，对厂址的交通运输条件、地质和地震条件、工程水文和取排水条件、气象条件进行分析，排除可能颠覆厂址成立的自然条件因素。③通过对厂址及周边区域人口分布情况、外部人为事件和环境特征的调查，评价项目与环境的协调性，排除可能影响安全和实施应急计划的社会因素，评价核电厂正常运行工况和事故工况对环境的影响。④设想工程建设方案，拟订建设总规模和分期建设方案；选择核电机组类型和单机容量；开展初步的厂址总体规划方案、厂区总平面及竖向规划布置；提出核燃料供应、乏燃料管理、放射性废物管理设想；探讨设备供应方式与工程建设模式。⑤分析各候选厂址的厂址条件和工程技术方案的主要差异，评述各候选厂址条件的主要优缺点，针对各候选厂址内外部条件和工程方案设想及工程量主要差异，给出技术综合比较，确定候选厂址技术排序。⑥对各候选厂址的厂址相关费用进行分析比较，依据对比结果进行厂址排序，从投资估算方面得出厂址比较的结论性意见。按技术推荐的优先候选厂址的厂址条件、工程方案设想的主要工艺方案、工程建设模式、建设工期和资金筹措等条件进行投资估算和开展财务分析。⑦总结给出建厂的必要性和可行性初步性结论，明确提出优先候选厂址和备选厂址的推荐意见，提出在可行性研究阶段应重点研究的问题和建议开展的工作。⑧编制《核电厂工程初步可行性研究报告》。

初步可行性研究报告编制完成后，须经国家主管部门认可的咨询机构进行审查。审定的初步可行性研究报告是业主编制上报项目建议书的依据和附件，是厂址或项目列入核电发展规划的必备条件。

可行性研究 以审定的初步可行性研究报告为基础，主要通过进一步踏勘、调研、资料搜集和开展工程勘查、试验研究、数据观测等工作，充分掌握原始资料和基础数据，全面、深入地研究核电厂建设可行性所涉及的主要问题，论证拟建工程的建设必要性、安全可靠性、环境相容性、技术可行性和经济合理性，排除厂址的颠覆性因素，确定厂址相关设计基准值、推荐工程方案，为项目进行科学决策、编制和上报项目申请报告、工程准备阶段现场施工、开展长周期设备提前订货准备工作和开展初步设计工作创造条件或提供依据。主要工作任务包括：①开展输电规划研究及接入系统设计工作，根据电力系统规划、市场分析，结合工程在电力系统中的地位和作用，以及工程所在地区的国民经济和社会发展等方面的特点，论述工程建设的必要性。②对厂址进行必要的、综合性的勘察、测试、观测和试验，涉及地震、岩土、水文、气象（包括极端气象）、水工、环境等方面共计近30项专题调查与研究工作，确定厂址相关设计基准。③全面进行工程技术设计方案研究，对工艺设计标准化的核电机组，则重点研究对厂址条件的适应性和电力系统配套方案，必要时分别就总体规划与总平面布置、大件运输、取排水、冷端优化等开展专项方案研究工作。通过多方案比较与论证，尤其是总平面布置方案的论证，推荐优选方案。④提出核燃料供应与运输、乏燃料储存和乏燃料运输、放射性废物处置和乏燃料后处理的设想，研究核电厂放射性废物处理、整备和储存方案。⑤对选址阶段环境影响进行评价，对环境保护设施设计提出需要重点关注的问题或设计改进意见；对厂址安全进行评价，对与厂址安全相关工程设计方案和可能的厂外应急措施提出重点关注的问题和相关建议；开展水土保持方案研究，合理提出工程措施；开展职业安全和职业病预评价。⑥从土地利用、拆迁与移民安置、水资源利用和建筑材料利用等方面研究拟建工程贯彻“开发与节约并重、合理利用和优化配置资源”的有效途径。⑦阐述国家和工程所在地的能源供应状况，分析拟建工程的能源消耗种类和数量，提出拟采取的节能措施。⑧从社会资源优化配置的角度，通过经济费用效益或费用效果分析，评价拟建工程的经济合理性，分析拟建工程对行业、区域经济及宏观经济的影响。⑨结合拟建工程在地区总体发展规划中的地位，阐述拟建工程的建设及运营活动对项目所在地可能产生的社会影响和社会效益。评价该项目与当地社会环境的相互适应性。针对工程建设所涉及的各种社会因素进行社会风险分析，提出协调工程建设与当地社会的关系、规避社会风险、促进工

程顺利实施的建议。⑩提出工程建设和运行方案规划，包括工程建设实施条件、工程建设管理组织方案、工程招投标方案、拟定工程计划进度、合理制定运营组织机构和人员编制以及编制电厂人员培训计划。⑪进行工程投资估算，提出资金需求与筹措方案，建立财务模型，对项目进行财务分析，计算发电成本，进行经济效益分析及各项敏感性研究，论证在经济上的可行性。⑫编制《核电厂工程可行性研究报告》。

编制可行性研究报告时，可以按业主或供应商所提供的参考电厂的设计资料及其主要工程量，作为拟建核电厂设计、安全、环境保护、投资和经济评价的主要参考资料，并在此基础上结合厂址条件和国情，以及供应商建议书中提交的补充材料和最新资料，进行必要的适应性修改。

可行性研究报告应有相应的专题报告，如《接入系统设计》《厂址安全分析报告》《环境影响评价报告书（厂址选择阶段）》《地震安全性评价报告》《厂址地质灾害评价报告》《水土保持方案》《水资源论证报告》《职业安全预评价报告》《职业病危害预评价报告》《厂址区域核应急方案》等作为支持性文件，这些专题报告需提前取得国家环境保护部、国家核安全局等主管部门或专门技术小组的评审结论或批准书，然后由国家核电主管部门对可行性研究报告进行审批。

核电厂工程和其他建设项目一样，在初步可行性研究和可行性研究中，要遵照国家的有关规定进行不同深度的经济分析，包括盈亏平衡分析、敏感性分析和风险分析。经济分析的相关规定可参见《关于建设项目经济评价工作的暂行规定》《建设项目经济评价方法》《建设项目经济评价参数》《中外合资项目经济评价方法》等文件。

初步可行性研究阶段的经济分析，以类似项目的对比分析为基础，根据初步设计列出所有投资细项逐项计算，累计得出投资概算并测算经济效益指标，匡算建设总投资和初步的经济效益分析，以满足资金筹措、上报项目建议书和审批立项的要求。可行性研究阶段的经济分析，是基于可行性研究所确定的建设方案，并作较精确的上网电价、售电价格和经济效益指标的测算，以满足上报可行性研究报告和审批设计任务书的要求。

hedian yanjiu yu kaifa

核电研究与开发 (research and development for nuclear power) 根据核电发展不同阶段，国家和企业开展的设计验证、试验研究，以及新机型、新材料、新工艺、新设备的创新研发。发展核电，一要保证安全，二要有经济性。根据核安全的要求，核电厂必须采用验证过的设计，为此对于未曾示范运行的核电厂设计，必须开展大量的试验研究。而开发一种新堆型设计更需要开展大量的研究工作。

核电厂的核心是反应堆。它与常规工业设备的差别在于强辐照、高释热率和有放射性产物，所有研发几乎都围绕这些特点进行。

研究开发内容 核电研究与开发的内容因其不同的发展阶段而有所不同，主要有：反应堆在什么条件下达到临界，反应性随压力、温度、冷却剂含气率等如何变化，中子注量率在堆内如何分布，控制棒插入堆芯后会起多大作用等，这些都属于反应堆物理的范畴。

反应堆堆芯内的流体流动和传热工况直接决定了燃料元件芯块和包壳的温度，为此要进行燃料元件与冷却剂之间的传热系数、堆芯各燃料组件之间的流量分配、燃料组件内流速分布、临界热流密度，以及临界后传热等实验研究（见反应堆热工实验）。随着对安全要求的提高，研究领域从稳态扩展到瞬态，如建造功率高达数百千瓦的整个核电厂系统的模拟实验回路，进行大破口、小破口、蒸汽发生器传热管破裂等实验。这些内容构成了反应堆热工学。

反应堆的基本部件是核燃料元件。核燃料元件在高温、高压和强辐照下的性能必须合格，才能放到反应堆内。为此必须把研制的燃料元件放在堆外模拟回路和堆内（研究堆的小回路内或随堆）进行考验，然后详细检查它的变形和腐蚀等情况。由于这时它的放射性非常强，检验必须在屏蔽良好的热室中进行，为此必须研制能够远距离操作的各种检验手段。核燃料元件与组件生产工艺研究和燃料组件的堆内外考验、检验等研究工作一起，组成反应堆燃料元件研究的主要内容。（见压水堆燃料组件、燃料组件辐照性能）

核电厂内常用的燃料包壳材料、压力容器钢、蒸汽发生器管材、一回路主管道管材等处于高温、强辐照和高应力下，容易发生破裂，影响安全。为此不仅需要测定这些材质未经辐照和辐照后的强度、脆性、蠕变、疲劳等机械性能，还要研究它们与周围介质的相容性。以选取合适材质和不断改善其性能为目标的这些研究工作，就是反应堆材料学。（见反应堆材料）

在反应堆运行中，水质对材料的各种性能，特别是对腐蚀性能有重大影响。何种水质为佳，如何达到和保持这种水质，在这些水质和其他条件综合作用下材质的性能如何等，就是核电厂水化学的主要研究对象。

为了确保核电安全，控制保护系统是十分重要的。核电厂控制保护系统充分利用了现代电子学的各种先进技术。提高控制保护系统的可靠性，确保在预定的各种整定值下能够动作，是核电厂仪控研究的主要目标。（见压水堆控制）

核电厂结构复杂，许多结构处在高温和高强度下，机械应力与热应力的紧密结合，产生了许多新的结构力学问题，使反应堆结构力学成为一门十分活跃的学科。

从20世纪90年代以来，核电研究与开发的大量实验结果已被综合到一系列计算机软件和工程数据库中，这些软件对核电厂的设计和运行具有重要作用。近年来概率安全评价有了很大发展，它不仅能估算各类事故的风险，且可以找出核电厂在设计、运行等方面的薄弱环节并加以改进。在这些工作基础上发展起来的核电厂仿真机等技术，能实时甚至比实时更快地展示核电厂事故发展进程。这些是核电厂安全分析的内容。（见核电厂安全、核电厂事故分析）

中国核电研究与开发 秦山核电厂是中国参照国外公开发表的资料而自主设计建造的300MW原型堆核电厂。为验证该核电厂设计的正确性，改进和完善设计，解决核电厂建设中的设备与材料问题，先后开展了包括反应堆物理、热工、水力、应力分析、驱动线对中、抗震，以及新材料、主设备、仪控、无损探伤等方面的400余项科研试验，保证了该核电厂的顺利建成。

为实现秦山第二核电厂600MW机组设计自主化、设备国产化和标准化，开展了大量的科研试验。因为参考电厂和设备容量的不同，安全标准和工业规范的改变，制造厂家的变更，均使600MW项目不能简单照抄照搬900MW核电厂的设计和工艺。

在引进国外技术的情况下，如正在引进的AP1000等技术，为了消化吸收和适应中国国情，必须进行相当多的试验验证工作。

核电厂投入运行以后，仍需不断进行研究与开发，如改进核电厂仿真机、对故障和事故的早期诊断、核电厂燃料管理、运行规程的改进、设备的在役检查和维修技术、人因工程、在事故工况下核电厂的行为等，以确保核电厂的安全性和高可用率。

核电研发机构　中国与核电相关的研究与开发机构有中国核动力研究设计院、中国核电工程有限公司、上海核工程研究设计院、核动力运行研究所、中国原子能科学研究院、中国辐射防护研究院、清华大学核能技术设计研究院、中科华核电技术研究院有限公司等。另外，还有一批国家能源研发（实验）中心。

国家能源研发（实验）中心　主管部门为国家能源局，是国家能源科技创新体系的重要组成部分。国家能源研发（实验）中心的任务是围绕能源科技发展的前沿和方向，发挥产学研优势，进一步加强核心技术攻关，以满足能源行业发展和科技进步的要求，满足创新型国家和能源结构优化升级的战略需要，以及能源技术装备的市场需求。

2010年1月，国家能源局公布了第一批命名的16个国家能源研发（实验）中心；2010年7月，公布了第二批命名的国家能源研发（实验）中心名单，此次设立了22个实验研发中心，更加偏重于新能源方面，包括核电、风电、煤炭清洁转化与利用、能源勘探与开发以及能源装备等领域。其中，核电领域设置有国家能源核电站核级设备研发中心、国家能源核电站数字化仪控系统研发中心、国家能源核电站仪表研发中心、国家能源核电站寿命评价与管理技术研发中心、国家能源核电工程建设技术研发中心、国家能源先进核燃料元件研发中心、国家能源核级锆材研发中心、国家能源压水反应堆研发中心、国家能源快堆工程研发中心。

hefanying

核反应 (nuclear reaction)

粒子（包括原子核）与原子核碰撞导致原子核的质量、电荷或能量状态改变的现象。反应前后的核子数、电荷数、能量和动量都守恒。利用核反应探索原子核内部结构及其运动规律是对原子核进行研究的重要手段，核反应也是获得核能和放射性同位素（见核素）的重要途径。

核反应一般可以表示为 $A+a \longrightarrow B+b$，或简写为 $A(a,b)B$，其中A和a分别为靶核和入射粒子，B和b分别表示剩余核和出射粒子。

核反应按出射粒子的不同可以分为核散射和核转变两大类。核散射是指出射粒子与入射粒子相同的核反应。它又分为弹性散射和非弹性散射两种。在热中子反应堆中，裂变中子在慢化剂中的慢化过程（见中子慢化），主要是通过中子和慢化剂原子核之间的弹性散射反应；裂变中子在重原子核（如 ^{238}U 原子核）介质内的能量减少，则主要通过非弹性散射反应，在快中子反应堆中就是这种情况。核转变是指出射粒子和入射粒子不同的反应。在反应堆中，核裂变属于这种情况（见裂变反应）。此外，在重水或铍慢化的反应堆中，由高能γ射线和氘核或铍核之间的（γ，n）反应也属于这种情况。

在核能领域，主要涉及的典型核反应有：①产生裂变能的核反应，以 ^{235}U 为例，$^{235}U+n \longrightarrow FP+\nu n$，其中FP表示裂变产物，$\nu$ 表示每次裂变平均放出的次级中子数（见裂变反应）；②产生聚变能的核反应，如 $^{2}D+^{3}T \longrightarrow ^{4}He+n$ 等（见聚变反应）。

在核反应堆内，中子的运动方向是无规则的。人们需要研究反应堆内中子群与原子核相互作用的各种核反应（见中子与物质的相互作用）。核反应率密度 R 是定量描述各种核反应的统计行为的物理量。它表示单位时间、单位体积内中子与介质原子核发生作用的总次数（统计平均值），即 $R=nv\Sigma$，式中 n 为中子密度（$1/m^3$）；v 为中子速度（m/s）；Σ 为宏观截面（1/m）（见中子核反应截面）。所以，核反应率密度的单位为 $1/(m^3 \cdot s)$。

hefanyingdui ranliao sheji

核反应堆燃料设计 (nuclear reactor fuel design)

构成核反应堆堆芯主体的燃料组件或燃料元件的设计活动。燃料组件是指组装在一起并在堆芯装料和卸料中不拆开的一组燃料元件。燃料元件是核燃料作为主要成分的结构上独立的最小构件，棒状燃料元件也称为燃料棒。核反应堆燃料按堆型可分为压水堆燃料、CANDU型堆燃料、高温气冷堆燃料，以及沸水堆燃料、快堆燃料和研究堆燃料等。不同堆型的燃料结构形式差异较大，但设计时都要求它们能通过可控链式裂变反应产生核裂变能，并将其以热能形式传给冷却剂、被带出反应堆。同时将裂变产物包容在燃料元件内，形成防止放射性物质外逸的第一道安全屏障。

压水堆燃料设计　中国压水堆燃料组件有多种结构形式，这与具体的反应堆结构有关，如大亚湾核电厂燃料组件为方形结构，燃料棒呈17×17排列；田湾核电厂燃料组件为六边形，燃料棒呈三角形排列。无论采用何种结构形式，压水堆燃料组件设计都要求其在运行工况Ⅰ、Ⅱ时结构完整；在运行工况Ⅲ时，仅有少量燃料棒破损；在运行工况Ⅳ时，能保证控制棒的插入并维持堆芯可冷却的几何形状。

燃料组件结构设计与反应堆物理、热工水力、安全分析、材料的辐照效应等多种因素有关。燃料棒直径和间距的选择就是在功率密度和中子经济性等方面的折中。20世纪70年代初，燃料棒的直径较大，但为提高失水事故下的安全裕量，减小了燃料棒直径，降低了燃料棒线功率密度，燃料棒间距也变小了。

燃料组件在运行过程中处于高温、高压的具有腐蚀作用的冷却剂中，承受着强烈的中子辐照、冷却剂冲刷、振动以及热应力的作用，因此对核燃料和结构材料性能有严格要求。核燃料材料应具有良好的导热、抗辐照、耐腐蚀性能，并与包壳材料有良好的相容性；包壳材料，要求其热中子吸收截面小、耐腐蚀和抗辐照，具有恰当的力学性能、与冷却

剂和燃料相容性好等；燃料骨架结构材料，要求其强度高、抗辐照和耐腐蚀、易加工及成本低。压水堆燃料组件都采用二氧化铀芯块作为核燃料材料，锆合金作为包壳材料，不锈钢、锆合金或镍基合金作为燃料骨架结构材料。

燃料组件设计要求在其整个寿期内保持燃料栅元在热工水力设计限值范围内；可靠地支承和约束燃料棒；保证控制棒落棒时间满足热工水力设计假设，并对控制棒组件有足够的缓冲以限制冲击力；在事故工况下，应维持燃料组件可冷却的几何形状并允许控制棒组件完全插入。

燃料棒是阻挡放射性裂变产物最重要的一道屏障。要求从设计上保证在运行工况Ⅰ、Ⅱ时结构完整。设计时须考虑在工况Ⅰ、Ⅱ时的堆芯和局部功率，以及反应堆冷却剂温度、压力及流量的变化和波动的影响等因素，并要求燃料温度、包壳应力、燃料棒内压等均在各设计准则规定限值之内。通常的做法是证明考虑了合适的不确定性的极限燃料棒的性能仍在各准则规定的限值之内。

燃料棒设计不受工况Ⅲ和工况Ⅳ事故后果的强烈影响。在这些假想事件中，不能保证燃料棒的完整性。对于这些事件，可进行剂量释放分析，并完成厂址外的剂量计算以证明符合有关放射性释放的规定。

虽然燃料棒设计以高置信度水平保证不发生与设计有关的破损，但是不能排除少量燃料棒异常破损的可能。这种异常破损将在核电厂净化系统的净化能力之内并符合核电厂设计基准。

为确保设计的燃料组件性能满足要求，需通过性能分析或堆内外试验进行设计评价，主要包括燃料棒性能评价、定位格架力学性能试验、燃料组件力学性能试验、热态冲刷试验、先导组件的辐照考验和检查等，以验证燃料组件的性能是否满足设计要求。

CANDU型堆燃料设计　CANDU型堆是重水堆的一种，采用重水（D_2O）作慢化剂和冷却剂，堆芯承压边界为压力管，具有中子经济性好、不停堆换料等优点。燃料元件为短棒束型，使用天然二氧化铀芯块做核燃料。

中国重水堆使用的燃料为CANDU-6型堆燃料，燃料棒束结构相对简单，由高密度天然二氧化铀芯块、带有石墨涂层的包壳管、端塞、支撑垫、隔离块和端板等组成的材料为Zr-4的合金。

CANDU-6型堆燃料设计是按照加拿大原子能有限公司（AECL）的设计标准进行的，每个燃料棒束含有37根燃料棒。设计要求燃料棒在正常运行和预期瞬态下保持结构完整。设计准则包括燃料棒结构完整和尺寸稳定、燃料棒气体内压、芯块温度、腐蚀、吸氢（氚）等要求；对于燃料棒束，设计准则包括燃料棒间距、燃料棒束与压力管间隙、地震载荷、磨蚀、应力载荷、端板及支撑垫分析等要求。

性能评价的内容主要包括芯块与包壳间的相互作用、包壳管坍塌性能、支撑垫和隔离块的磨蚀和磨损、端板疲劳强度、包壳的氢（氚）化、热中子通量、燃料棒束功率等。

高温气冷堆燃料设计　高温气冷堆（HTGR）主要分为球床堆和柱状堆两种类型。中国高温气冷堆属于球床堆，采用直径为60mm的球形全陶瓷燃料，包覆燃料颗粒均匀弥散在燃料区的石墨基体中。

和其他堆型相比，高温气冷堆冷却剂出口温度高达1000℃。高温气冷堆高的运行温度要求燃料元件不含任何金属材料，依靠陶瓷包覆材料阻挡裂变产物的释放，这是HTGR燃料设计的主要难点。中国高温气冷堆球形燃料石墨基体中弥散的是第三代TRISO型包覆燃料颗粒，其中心是低富集度的UO_2核芯，直径约为0.5mm；UO_2核芯表面有四层包覆层，从里至外第一层为低密度热解碳，第二层是高密度各向同性热解碳，第三层是SiC，第四层是高密度各向同性热解碳。整个包覆燃料颗粒的直径约为1mm。

在HTGR球形燃料设计中需要考虑多项限值规定，除了在压水堆燃料棒设计中需要考虑的燃料温度（正常工况及事故工况）、气体内压、最大燃耗、腐蚀、磨损等因素外，特别需要考虑自由铀含量、单粒包覆燃料颗粒功率、单球功率、压碎强度等限值规定。其中，自由铀含量指燃料球中没有被完整SiC层包围的铀与燃料球中铀含量的比值。自由铀含量越高，裂变产物的释放就越严重。

对于HTGR球形燃料，燃料颗粒包覆层是阻挡放射性裂变产物的主要屏障，在设计时需要对包覆层进行安全性分析评价，内容包括SiC制造缺陷、压力壳式破损分析、燃料芯核迁移（阿米巴效应）、钯对SiC的腐蚀、SiC的热分解、燃料球高温应力分析、燃料球化学稳定性及机械稳定性等。

hegonglü celiang

核功率测量　（nuclear power measurement）　通过探测反应堆瞬发裂变产生的中子注量率，从而准确获得反映反应堆功率水平（核功率）的数据。由于裂变反应中γ射线与中子同时存在，且在穿透若干距离之后均能被探测到，因此核功率测量技术以对中子或对中子和γ射线同时进行探测为基础。在动力堆内，裂变产物衰变时的γ辐照在本底γ中占比较大的比例。为了减少γ本底的影响，设置在堆芯四周（对压水堆来说，设置在压力容器外侧）的核功率探测器通常选用中子探测器，这是核功率测量的主要手段。反应堆功率的变化范围极大（从几瓦到上千兆瓦），因此尽管探测器的量程很宽，采用一组探测器和电路也是不可能满足要求的。最普遍的方法是采用源量程、中间量程和功率量程三个量程。为了能使控制和安全功能由某一量程的一组探测器平稳地转移到另一量程的一组探测器，部分数据需由这两组量程的探测器重复测量。典型的重叠量是被测数值的1～2个数量级。中子探测器的测量读数需以热功率标定，称为热功率刻度。

源量程　相应于反应堆从次临界停闭状态起动到临界状态的核功率测量。此时照射到探测器上的中子注量率通常是很低的，事实上，低到要读取单个中子的情况。在此情况下，由于探测器可能处于较高的γ本底场中，所以，使用脉冲式中子探测器给出计数率信号是唯一的方法。源量程的下限是由达到安全条件所需要的计数率所决定的。这种最低计数率一般为1～10计数/s。为了确保测量的可靠性，必须使反应堆在次临界状态下的中子计数率超过这个数值，因此，通常应在堆芯设置人工中子源。源量程覆盖的中子注量率为10^{-1}～2×10^{5}n/($cm^2\cdot s$)，相当于$10^{-9}\%$～$10^{-3}\%$额定功率。

中间量程　相应于反应堆从临界状态提升到额定功率的

40%左右时的核功率测量。中间量程的下限取决于源量程的最大值，典型的最高计数率是 10^6 计数/s，允许的分辨率损失小于10%。中间量程信号取直流形式，因此难以与γ本底（也是直流信号）相区别。通常采用直流式γ射线补偿中子电离室。要求在最恶劣的情况下，当紧接在满功率停堆后就立即启动时，把γ本底的贡献保持在中子信号的10%以下。中间量程覆盖的中子注量率为 2×10^2～2×10^{10} n/(cm^2·s)，即 10^{-6}%～10^2%额定功率。

功率量程　相应于反应堆从临界状态提升到额定功率的1%～200%。要求能精确地、按线性比例地读出反应堆功率。在功率量程中干扰辐射通常不会带来多大影响，没有γ射线补偿的中子探测器就可以满足要求，但为了一致起见，也可使用带γ射线补偿的中子电离室。功率量程覆盖的中子注量率为 5×10^2～5×10^{10} n/（cm^2·s），相当于 10^{-6}%～2×10^2% 额定功率。

此外，用γ射线探测器测量反应堆冷却剂回路中 ^{16}N 的浓度来测量反应堆功率也正在研究中。^{16}N 是冷却剂中所含的氧经中子活化后产生的，其浓度与堆芯内的裂变率成正比，即与核功率成正比。

hegongyingguo jituan

核供应国集团　(nuclear suppliers group，NSG)

一个由拥有核供应能力的国家组成的多国出口控制组织，于1975年成立。该组织在国际防核扩散及核出口控制领域发挥着重要作用，截至2012年1月，共有46个成员单位。目标是防止核武器扩散，以进口国接受全面保障监督为核出口条件；出口控制范围包括与核有关的军民两用设备、材料和相关技术等。

1975年，加拿大、法国、联邦德国、日本、英国、美国和苏联等7个主要核出口国在伦敦多次召开会议，讨论加强和完善核不扩散的政策及措施，以及敏感核材料和设备的出口控制等问题，并通过了《核转让准则》和《触发清单》。该集团的宗旨是通过加强核出口管制，防止敏感物项出口到未参加《不扩散核武器条约》的国家。

核供应国集团通过执行两套有关核及其相关物项出口控制的准则促进不扩散核武器。第一套准则用于控制为核应用专门设计或制备的物项的出口，包括：核材料，核反应堆及其使用设备，反应堆用的非核材料，核材料后处理、浓缩和转化用的，以及燃料制造和重水生产用的工厂和设备，以及与上述各项有关的技术。第二套准则用于控制与核相关的军民两用物项和技术的出口。这类物项会显著促进未受保障的核燃料循环或核爆炸活动，但是也具有非核用途（如用于工业）。这些准则的目的是确保为和平目的而进行的核贸易不助长核或其他核爆炸装置的扩散，同时确保核领域中的国际贸易与合作不会受到不正当的阻碍。

核供应国集团不定期召开会议，对《核转让准则》和《触发清单》的执行情况进行审议。需要时，集团也召开专家会议，就专门问题交换意见。集团议事规则采取协商一致的方式。

2004年1月26日，中国正式申请加入核供应国集团。同年5月28日，在瑞典哥德堡举行的核供应国集团年会上，经全会审议一致同意，接纳中国加入核供应国集团。

hejubian dengliziti wulixue

核聚变等离子体物理学　(nuclear fusion plasma physics)

关于核聚变反应中电子和原子核混合而成的准中性完全电离气体（即等离子体）的性质和行为的物理学分支。由于受控核聚变要通过高温、高密度等离子体实现，因此，核聚变等离子体物理学是受控核聚变的基础学科。核聚变等离子体物理学包括色散介质电动力学、磁流体力学和等离子体统计力学三大分支学科，研究领域有等离子体约束、等离子体不稳定性、等离子体加热驱动、等离子体诊断及燃烧等离子体物理等。

hejubiandui cailiao

核聚变堆材料　(nuclear fusion reactor material)

包括结构材料、面向等离子体材料、氚增殖材料、中子倍增材料及超导材料等。核聚变堆服役环境苛刻，尤其是上亿度的高温、超过 10^{15} cm^2·s^{-1}的中子辐照、高热流、强磁场、复杂机械及化学载荷等因素，会导致材料性能下降，降低使用寿命，甚至影响反应堆的安全运行。因此，核聚变堆材料应具有抗中子辐照、耐高热负荷、释氚率高、产生强磁场、氚兼容、有效屏蔽中子及传热效率高等特性，这些要求使核聚变堆材料成为制约核聚变能开发的瓶颈问题之一。

结构材料　核聚变反应堆的放射性完全取决于结构材料的感生放射性。低活化铁素体/马氏体钢具有低活化、抗中子辐照肿胀和工业技术成熟等优点，普遍认为是核聚变堆首选的结构材料。

面向等离子体材料　总体要求是低溅射、高热导率、耐高温、低氢（氚）滞留及与结构材料兼容性等。低原子序数（低Z）材料有石墨、碳-碳复合材料和铍等，高原子序数（高Z）材料主要是钨及其合金。

氚增殖材料　分为液态氚增值剂和固态氚增殖剂。液态氚增殖剂可同时作为冷却剂，具有高热导率、抗辐照损伤及在线补充锂等优点。固态增殖材料具有较好的氚释放特性、热物理性能、热机械性能及化学惰性等优点。

中子倍增材料　铅和铍等元素可用作中子倍增材料，液态锂铅包层模块中的铅具有中子倍增作用，固态包层模块则选择铍作为中子倍增剂。

超导材料　超导磁体是磁约束核聚变堆的重要部件，制备磁体的超导材料，只有 NbTi 和 Nb_3Sn 具有工业应用规模。

参考书目

郝嘉琨．聚变堆材料．北京：化学工业出版社，2006.

hejubian fanyingdui

核聚变反应堆　(nuclear fusion reactor)

持续维持核聚变反应并有效利用核聚变能和中子能量的装置，简称为核聚变堆。

核聚变反应堆结构　核聚变反应堆的主要部件（或子系统）有：①环形真空室及高热负荷部件。由环形真空室和高热负荷部件组成核聚变反应区，功能是包容高温等离子体并在其中发生核聚变反应。由于高热负荷部件直接面对高温等离子体，又称为面向等离子体部件（PFC）或第一壁。②包层。包层的主要功能是获取中子能量和进行氚在线增殖，包

层和高热负荷部件是核岛的关键部件。③磁体系统。托卡马克型核聚变堆的主要磁体系统是环向场线圈和极向场线圈。环向场线圈套在真空室外面，产生约束等离子体的环向磁场。极向场线圈则是布置在环向场线圈外面的若干个同轴环形线圈，它们产生约束等离子体的极向磁场。环向场线圈和极向场线圈均采用超导导体。④核聚变堆辅助系统。在核聚变堆的周围，还布置有真空、等离子体加热、等离子体电流驱动、等离子体测量与控制、核燃料添加及核反应灰烬排出等相关工程系统。核聚变堆辅助系统对于产生高温等离子体和维持核聚变反应极为重要。托卡马克型核聚变堆模型示意见图1，核岛关键部件见图2。

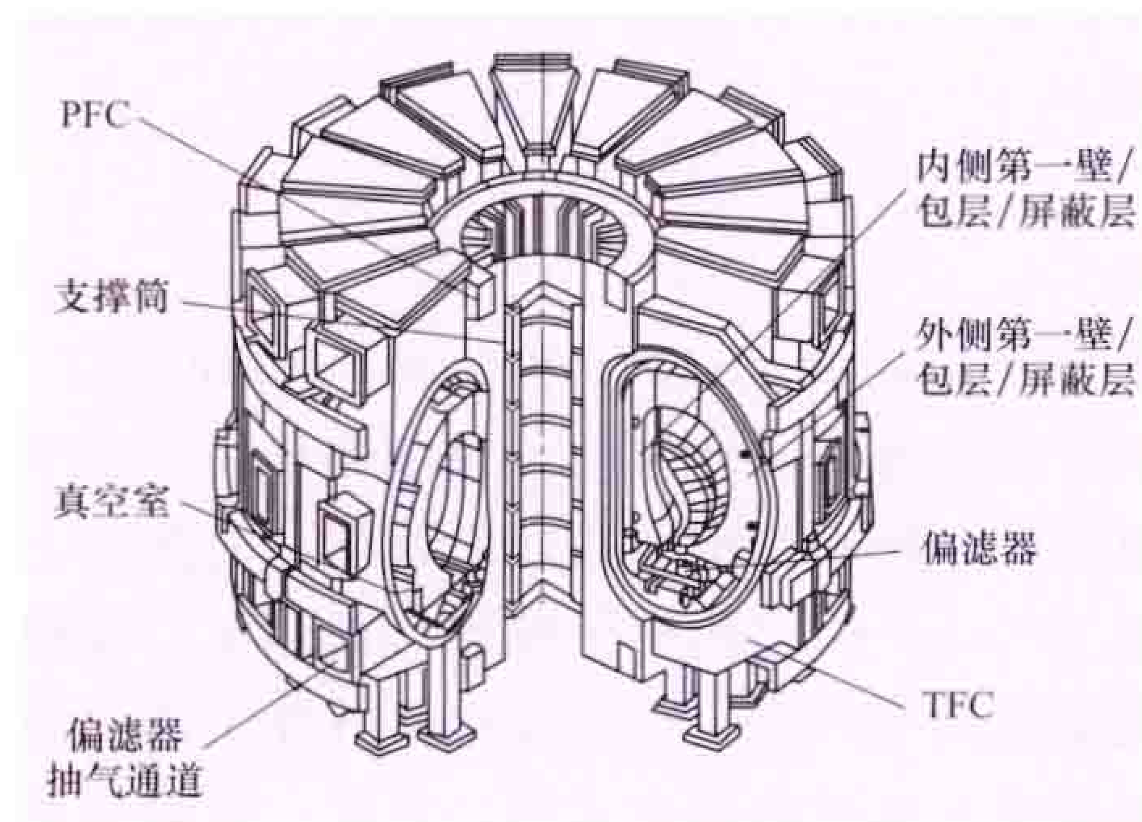


图1 托卡马克型核聚变堆模型示意图

包层 核聚变堆的关键部件，主要功能是中子能量沉积、排出和氚增殖。此外，在包层中若放置铀-238或钍-232，可生产裂变燃料钚-239或铀-233；若放置长寿命核废物，可用于嬗变、裂解处置核废物等。包层材料包括结构材料、氚增殖剂、中子倍增剂和冷却剂。包层模块的前端是面向等离子体的第一壁，通过第一壁的核聚变中子的能流密度（MW/m^2）称为中子壁负荷，它与包层的结构材料和工程技术要求密切相关，是核聚变堆的一个重要参数。

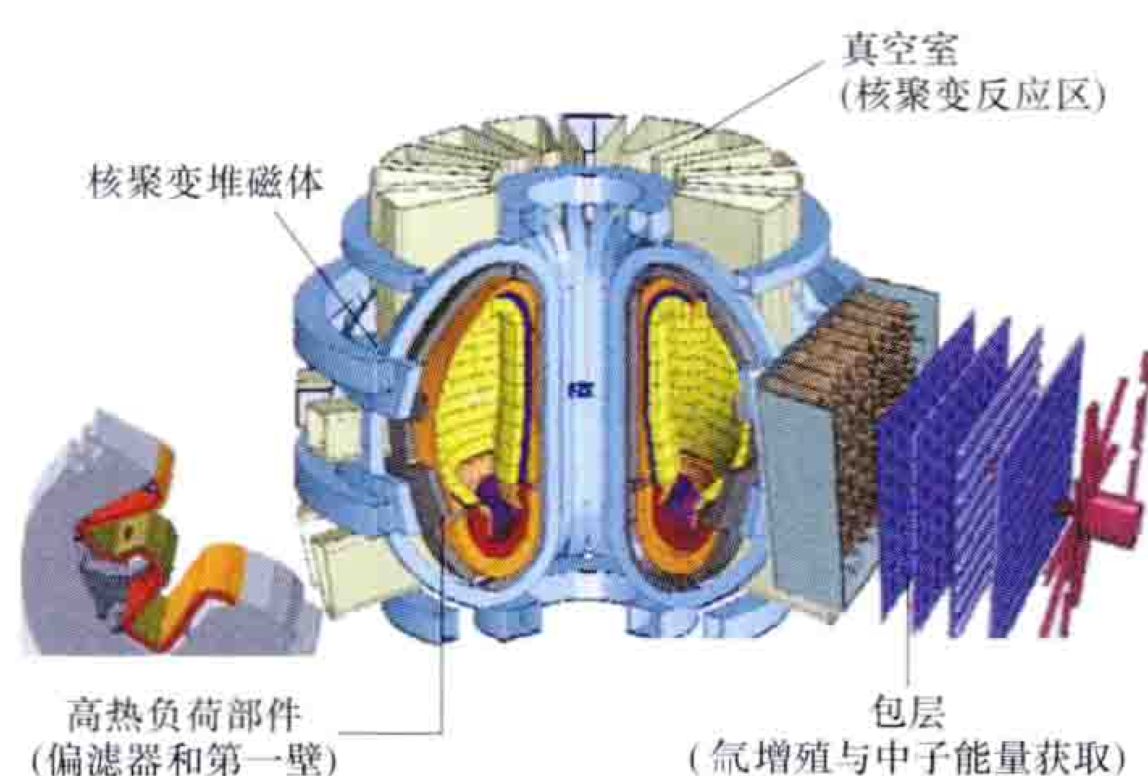


图2 托卡马克型核聚变反应堆核岛关键部件

高热负荷部件 核聚变堆高热负荷部件直接面对等离子体，又称为面向等离子体部件，主要的面向等离子体部件有包层第一壁和收集核反应灰烬的偏滤器。由于等离子体能量和粒子数量很大，轰击到部件表面的能流和粒子流密度十分可观。核聚变反应堆第一壁上的能流密度约几兆瓦/米^{2}量级，而偏滤器靶板上峰值可达$20MW/m^2$以上，因此称为高热负荷部件。粒子流轰击部件表面产生严重的溅射损伤，加上高能中子辐照，使排热和材质选择成为第一壁关键工程技术问题，对偏滤器而言则是挑战性的工程技术问题。

关键技术 高温等离子体的控制是人类科学技术史上最具挑战性的难题之一。需要发展和掌握一系列难度很高的技术，如大体积强磁场技术、大体积超高真空技术、燃烧等离子体加热和电流驱动技术、燃烧等离子体诊断技术、等离子体杂质控制技术、燃料连续注入及灰烬排出技术等。而开发适用于核聚变堆环境的特殊材料，是研制核聚变堆的另一挑战性技术难题。

hejubian liebian hunhedui

核聚变-裂变混合堆 (nuclear fusion-fission hybrid reactor) 综合利用核聚变反应和裂变反应的一种混合反应堆系统。该系统把发生核聚变反应的堆芯作为中子发生器，利用14.1MeV高能中子在次临界包层中诱发裂变（或嬗变）反应。如果设计得当，在这种包层里可以实现多种功能，包括发电、生产易裂变核燃料、生产氚以及嬗变长寿命放射性核废料等。

技术优势 核能是公认的可以大规模替代常规能源的清洁、经济的新能源，然而急速发展核裂变工业，使核裂变堆面临燃料短缺、核安全和高水平放射性废物处置等问题。核聚变-裂变混合堆则可以有效解决核裂变带来的诸多问题，包括增殖核燃料、处理核废料、发电和生产同位素（见核素）等。它依靠核聚变中子，使包层运行在次临界状态，因而有固有安全性，可以成为一种清洁安全的核能系统。该系统的特点是：①对等离子体驱动器参数要求低；②包层中实现多种目标；③比裂变堆更具安全性；④可避免核扩散；⑤是核聚变和核裂变有益结合体。核聚变-裂变混合堆是规模化发展核能需要的潜在途径之一，是推动商用核聚变电厂技术发展的重要一步。

研究现状 从20世纪50年代至80年代后期，国际上曾经对混合堆开展大规模研究，后来基于核不扩散考虑而处于基本停滞状态。90年代末，国际上重新对混合堆给予关注。中国的混合堆研究工作始于20世纪80年代，始终受到重视。开展混合堆研究的国家主要有中国、美国、日本、俄罗斯、法国和土耳其等国，重点开展利用混合堆嬗变核废料和生产能量等方面的研究。

功能分类 主要分为发电、生产裂变燃料和嬗变处置核废物三大类。①核聚变-裂变混合发电堆。研究表明可以用贫化铀、天然铀、压水堆卸载的核废料及低浓缩铀等不同的燃料或者核废料进行发电。根据不同的设计，在满足氚自持的前提条件下，包层的功率增益因子能够达到10～100。②核聚变-裂变混合增殖堆。与同功率快中子增殖堆相比，核聚变中子能谱比快中子能谱高，因此在堆功率相同的条件下，混合堆增殖的裂变燃料多。同时，快中子增殖堆的裂变中子产额中，其中一个中子必须用来维持链式裂变反应，这使得增殖裂变燃料的中子数目相应减少，混合堆则无此要求。综上所述，混合堆增殖裂变燃料的产量比快中子增殖堆高得多。③核聚变-裂变混合嬗变堆。用来处置长寿命核废物。20世纪70年代的研究结果认为，混合堆中子壁负荷达到$10MW/m^2$时，才能使核废物的放射性降低几个量级。90年代的新研究结果表明，中子壁负荷在$1.0MW/m^2$量级时，即能有效嬗变核废物，同时输出电能。

hejubianneng

核聚变能 (nuclear fusion energy) 两个轻原子核聚合成一个较重原子时释放的能量。核聚变能是所有恒星释放光和热的能源。此外，氢弹爆炸的能量也是源于氢同位素原子核的核聚变反应。为了让核聚变能以可控的方式释放出来，使之成为实用能源，人们为此进行了长达半个多世纪的

受控核聚变研究。

从开发新能源的角度，最有现实意义的释能核聚变反应有氘-氘反应、氘-氚反应和氘-氦-3反应。核反应式分别为

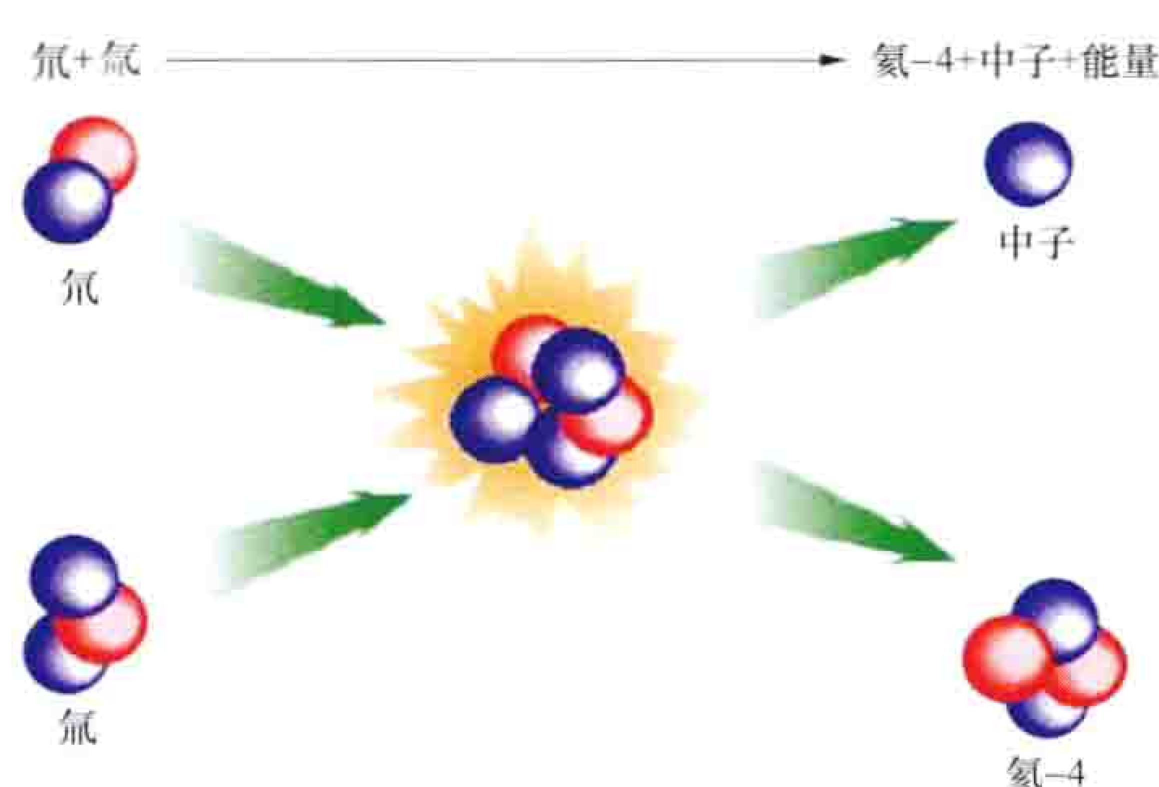

$$D + D \longrightarrow T\ (1.01\mathrm{MeV}) + p\ (3.02\mathrm{MeV})$$

$$D + D \longrightarrow {}^{3}He\ (0.82\mathrm{MeV}) + n\ (2.45\mathrm{MeV})$$

$$D + T \longrightarrow {}^{4}He\ (3.56\mathrm{MeV}) + n\ (14.03\mathrm{MeV})$$

$$D + {}^{3}He \longrightarrow {}^{4}He\ (3.6\mathrm{MeV}) + p\ (14.7\mathrm{MeV})$$

其中，D代表氘原子核；T代表氚原子核；p代表氢原子核（质子）；^{3}He代表氦-3原子核；n代表中子；^{4}He代表氦-4原子核。四个核反应式中，前两个核反应式（氘-氘核聚变）的反应截面大致相等，且生成物氚和氦-3还可以继续与氘发生核反应，每消耗一个氘原子核，就能产生4.7MeV（如果计及D-^{3}He反应，则为7.2MeV）的能量。经换算，1L海水氘释放的核聚变能相当于燃烧300L汽油。当能量小于100keV时，第三个核反应式（氘-氚核聚变）的反应截面约为前两个核反应的100倍。正是由于氘-氚核聚变的反应截面大及较易实现，因而成为受控核聚变研究的首选。氘-氚核聚变反应示意见图。



氘-氚核聚变反应示意图

hejubianneng fadian

核聚变能发电

（nuclear fusion electricity generation）　利用核聚变能发电是人类开发核聚变能源的主要目标。核聚变反应的释能装置是核聚变反应堆，简称核聚变堆。自20世纪50年代初以来，磁约束核聚变研究取得重大进展，已经初步验证了磁约束核聚变能的科学可行性。首座核聚变堆国际热核实验堆（ITER计划）将于2020年建成并投入运行。ITER计划之后，还要经过核聚变示范堆（DEMO）阶段，才进入商用核聚变电厂阶段。总体上说，实现核聚变能发电需要经历六个阶段：①原理性研究阶段；②规模实验阶段；③点火装置试验阶段（氘-氚燃烧实验）；④反应堆工程物理实验阶段；⑤示范电厂阶段；⑥商用电厂阶段。截至2012年，正处于第三阶段向第四阶段过渡时期，预计到2050年前后可建成核聚变能商用电厂。为了加快核聚变能的开发进程，很多国家已经开始制定核聚变示范堆（DEMO）的发展战略或路线图，中国已将核聚变堆纳入核能发展三步走国家核能发展战略，开始进行中国聚变工程实验堆（CFETR）的设计。

hejubianneng kaifa

核聚变能开发

（nuclear fusion energy development）

随着世界人口增长和经济发展，人类对能源的需求迅速增长。从长远看，化石燃料资源储量有限，开发和利用新的替代能源成为世界范围的重大课题。由于核聚变反应不产生高放射性废物、无核临界事故、不排放温室气体、燃料资源丰富等，因此，核聚变能有望成为一种理想的替代能源。但核聚变反应要通过高温、高密度等离子体实现，还需要从外部输入能量来提高原子核的动能（称为加热），而随着等离子体加热功率的提高，等离子体的能量损失也随之增加。因此，只有当核聚变反应产生的功率足以抵偿加热耗费的功率及损失掉的功率时，核聚变反应才能够持续进行下去，实现核聚变功率增益。

核聚变功率增益因子Q为核聚变功率与输入功率的比值，$Q=1$为功率自持（得失相当），$Q>1$表示功率增益，勿需输入功率而靠α粒子加热就能达到功率自持，称为点火。核聚变功率增益条件包括劳逊条件和核聚变三乘积条件。①劳逊条件（又称劳逊判据）。J.D.劳逊（J.D. Lawson）依据理想模型，假定只存在轫致辐射损失（高温等离子体最主要的辐射损失），且核聚变能、等离子体热能和轫致辐射能的1/3可转换成有用能量，由此得到$Q=1$的条件。劳逊的核聚变功率增益条件（判据）简述如下：

对于氘-氘核聚变：$T\geqslant 24\mathrm{keV}$，$n\tau\geqslant 10^{22}\ \mathrm{m^{-3}\cdot s}$

对于氘-氚核聚变：$T\geqslant 3.3\mathrm{keV}$，$n\tau\geqslant 10^{20}\ \mathrm{m^{-3}\cdot s}$

其中，T为等离子体温度；n为密度；τ为能量约束时间，单位分别为keV、$\mathrm{m^{-3}}$和s。②核聚变三乘积条件（又称核聚变三乘积判据）。设生成物中带电粒子的能量沉积在等离子体里，中子和等离子体能量损失不能回收。在稳态条件下，核聚变三乘积条件如下

$$(Tn\tau)_{DD}\geqslant 6T^{2}/2420\langle\sigma v\rangle_{DD}$$

$$(Tn\tau)_{DT}\geqslant 12T^{2}/3560\langle\sigma v\rangle_{DT}$$

其中下标DD和DT分别对应氘-氘核聚变和氘-氚核聚变；$\langle\sigma v\rangle$为反应速率参数；等离子体温度T、密度n和能量约束时间τ的单位与劳逊条件同。用核聚变三乘积表征功率增益条件，比单一等离子体温度更科学，因此，核聚变三乘积条件更适用于实际的磁约束核聚变系统。

参考书目

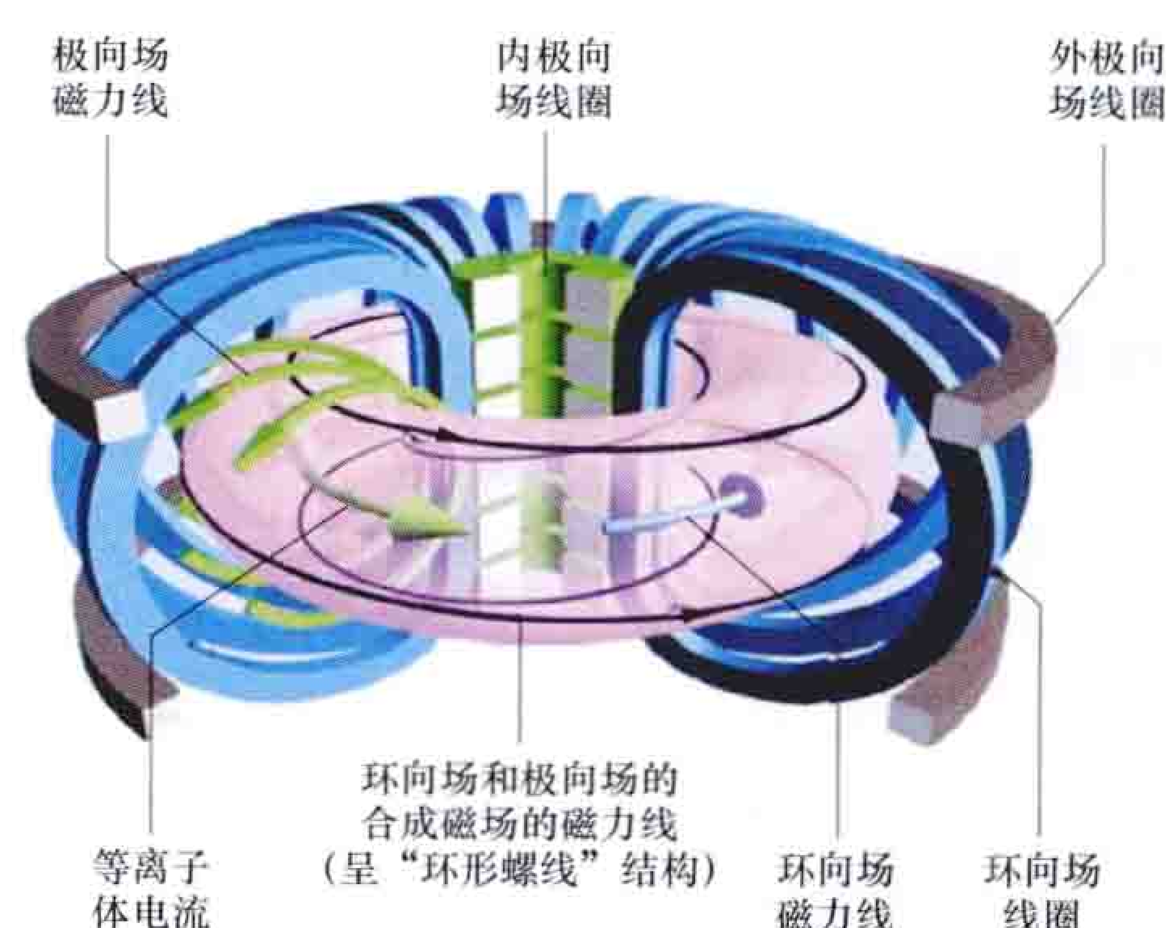
秦运文．托卡马克实验的物理基础．北京：原子能出版社，2011.

石秉仁．磁约束聚变原理与实践．北京：原子能出版社，2008.

hejubianneng kaifa tujing

核聚变能开发途径

（approaches of nuclear fusion energy development）　按约束高温等离子体的方式划分，核聚变能开发途径有磁约束和惯性约束两种。①磁约束。利用带电粒子绕磁力线做螺旋运动的特点，用磁场（磁场形态见图）将聚变等离子体约束在有限空间里，使之不与



托卡马克装置典型磁场形态

器壁接触而损失能量。环形系统的托卡马克装置、仿星器、球形环、反场箍缩装置以及直线系统的磁镜等，均属此途径。②惯性约束。利用极高功率激光或粒子束，瞬间使燃料靶丸化成高温等离子体，依靠聚心压缩的惯性，在燃料尚未飞散前产生足够多的核聚变反应。（见等离子体约束）

hejubianneng yanfa jinzhan

核聚变能研发进展 （research and development progress on nuclear fusion energy） 为了开发和利用核聚变能资源，人类经历了半个多世纪的艰苦探索，总共投入科学家及工程师上千人，经费每年超过10亿美元。在这个过程中，人们对开发核聚变能源难度的认识也逐步深化。

国际核聚变能研发进展 ①20世纪40年代末至60年代，核聚变能开发总体处于原理性探索阶段。早期实验装置规模较小（如会切场、最小场、直线箍缩、角向箍缩及简单磁镜等），核聚变等离子体物理学的理论体系和实验方法尚在发展中。1958年，美国和苏联相继公开研究成果，核聚变能开发从保密走向国际合作。后期出现串级磁镜、反向场箍缩及仿星器等复杂结构装置。②20世纪70年代至世纪末，是核聚变能开发的规模化实验研究阶段，苏联科学家提出的托卡马克装置成为磁约束核聚变研究主流，发现先进托卡马克运型模式，实现核聚变功率输出，初步验证受控核聚变的科学可行性。③以国际热核实验堆（ITER）计划实施为标志，世界范围的核聚变能开发已经进入点火装置和氘-氚燃烧试验阶段。以后还要经历反应堆工程物理实验阶段、核聚变示范堆阶段和商用核聚变电厂阶段。

中国核聚变能研发进展 中国磁约束核聚变研究开始于1958年，随着研究活动的开展，逐步形成核工业西南物理研究院和中国科学院等离子体物理研究所两大专业研究机构。先后建成30多台套小型实验装置，1974年建成第一台托卡马克装置CT-6。1984年，核工业西南物理研究院建成中国环流器一号装置，中国核聚变研究从原理性探索阶段进入规模化实验研究阶段；1995年建成环流器新一号装置，之后又建成偏滤器位形托卡马克装置HL-2A（改进型装置HL-2M正在建设中），部分研究成果达到国际先进水平。同期，中国科学院等离子体物理研究所先后建成铜导体托卡马克装置HT-6B、HT-6M和超导托卡马克装置HT-7，之后又设计建造了大拉长比、非圆截面、全超导托卡马克装置EAST，并在其上进行了长脉冲、偏滤器、高约束模实验。环流器一号和EAST装置先后获国家科技进步一等奖。

hejubianneng ziyuan

核聚变能资源 （resources for nuclear fusion energy）

核聚变燃料及与核聚变有关物资的资源情况，主要指氘、锂和铍。其中锂为氚增殖材料，铍为中子倍增材料。

氘 在海水中，氘与氢核之比为1/6700，相应占海水的浓度为33g/m³，且较易提取。利用氘-氘核聚变（要求的条件比氘-氚核聚变苛刻），海洋中的氘资源可以满足人类上亿年的能源需求。

锂 由于地球上氦-3极少（虽然月球表面有大量沉积，但提取和运输困难），现实可行的第一代核聚变反应堆只能是氘-氚核聚变。其中，人造核素氚通过中子与锂的核反应来增殖。地球上的锂资源十分丰富，其中陆地的天然锂储量约为7×10⁷t，每吨海水的锂含量约为170mg。如果将地球上的锂资源全部利用起来，氘-氚核聚变能够满足人类百万年以上的能源需求。

铍 为了确保有足够的中子来增殖氚，需要进行中子通量放大（简称中子倍增）。固态增殖剂包层用铍作中子倍增剂，在国际热核实验堆计划的需求牵引下，中国的高纯铍材开发已经取得重大突破。虽然地球上探明的铍资源储量有限，但液态增殖剂包层还可用铅作中子倍增剂。

总之，核聚变燃料资源是十分丰富的。

hejubian shiyan zhuangzhi

核聚变实验装置 （nuclear fusion experimental device） 以研究受控核聚变的科学可行性，开发和验证核聚变反应堆有关的工程技术问题为目的，可以进行诊断测量的各种实验装置。核聚变实验装置的技术手段包括高温等离子体约束、等离子体加热与电流驱动以及等离子体诊断。针对不同的研究目标，科学家设计和建造了不同类型的核聚变实验装置。核聚变实验装置大致分为磁约束装置（含工程试验装置）和惯性约束装置两大类。

hejubian shifandui

核聚变示范堆 （nuclear fusion demonstration reactor，DEMO） 基于国际热核实验堆（ITER）装置和其他实验装置的运行经验，并进行适当外推而建造的稳态运行、氚自持且有电功率输出的核聚变反应堆。核聚变示范堆用以验证商用核聚变电厂的工程技术可行性及环境可行性、核聚变堆安全性能及远距离遥控维修技术可行性、高热负荷及低活化材料的性能、氚自持燃烧的可行性、核聚变电厂的总体集成技术，以及预期的经济可行性等。从开发核聚变能的角度，核聚变示范堆是通向商用核聚变堆的桥梁，也是核聚变能商业化应用前的最后一步。核聚变示范堆的规模大致与商用核聚变堆相当，核聚变功率一般在2000MW左右，中子壁负载2～3MW/m²，运行因子大于50%。核聚变示范堆的发展进程大致为：①2020年完成概念设计；②2030年完成工程设计；③2030～2040年是首个建造期，然后运行一段时间。这个进程要随着核聚变科学技术的进步而调整，各国也可以根据自身的科技及经济实力而制定不同的发展规划。

还需要继续攻克的关键技术有：高增益（$Q \approx 30$）等离子体的加热/电流驱动/控制技术、堆级超导磁体技术、包层技术、结构材料与功能材料技术、屏蔽与核安全技术等。同时，还将开展核聚变-裂变混合堆和核聚变能非电力应用等研究。

heneng

核能 （nuclear energy） 由于原子核内部结构发生变化而释放出来的能量，也称原子能。原子弹和氢弹爆炸时释放的能量即是非受控核裂变反应和核聚变反应的结果。人类尚未掌握受控的核聚变反应。因此，通常所说的核能是指在核反应堆中由受控链式裂变反应产生的能量。

核能的发现和利用，使人类获得对日渐减少的化石燃料的一种补充和替代能源。利用核能的主要方式是通过传统的给水-蒸汽循环来发电、推动船舶或提供工业及采暖用热。

核能的主要特点是：①能量的高度集中。1t ^{235}U 在完全核裂变反应中产生的能量约等于270万t标准煤在化学燃烧反应中产生的能量。考虑到反应堆利用铀资源效率低下的情况，将核电厂的燃料消耗量同现代燃煤电厂相比，1t天然铀也相当于1万～2万t标准煤。利用核能可以大大减少燃料开采、运输和储存的困难及费用。②铀资源丰富。地球上已探明的易开采的铀储量，在投入快中子增殖堆以充分利用的条件下，所能提供的能量已大大超过全球可用的煤炭、石油和天然气储量之和。而海水和花岗岩中的铀资源更是丰富。利用核能发电，可为后代保留更多在化工方面用途广泛的煤炭、石油和天然气。③有利于环境保护。因此，核电在可持续发展、缓解全球环境恶化和提高经济效益方面都具有竞争力。这在世界上缺乏化石燃料资源的国家（许多欧洲国家及日本、韩国等）是特别明显的。（见核能发电）

heneng fadian

核能发电

（nuclear power generation） 利用反应堆中自持链式裂变反应释放的热能发电，是核能和平利用最重要的方式。20世纪50年代初期，人们就一直致力于受控核聚变的研究，所有的核能发电均是利用核裂变能。

核能发电最广泛的运用形式是压水堆核电厂，其工作原理见图1。在反应堆工作压力下保持液态的去离子水，作为冷却剂流经反应堆堆芯，带出核燃料裂变释放的热量，并在流经蒸汽发生器时将热量传给传热管外的二回路水，使之变为蒸汽，去驱动汽轮发电机组发电。降温后的冷却剂由主泵送回堆芯，构成一回路循环。在汽轮机做功后的乏蒸汽在主凝汽器内被冷凝成水，经逐级加热并由给水泵送回蒸汽发生器二次侧，形成封闭的二回路循环。由泵驱动的三回路冷却水使主凝汽器中乏蒸汽冷凝，并将其废热带到最终热阱。

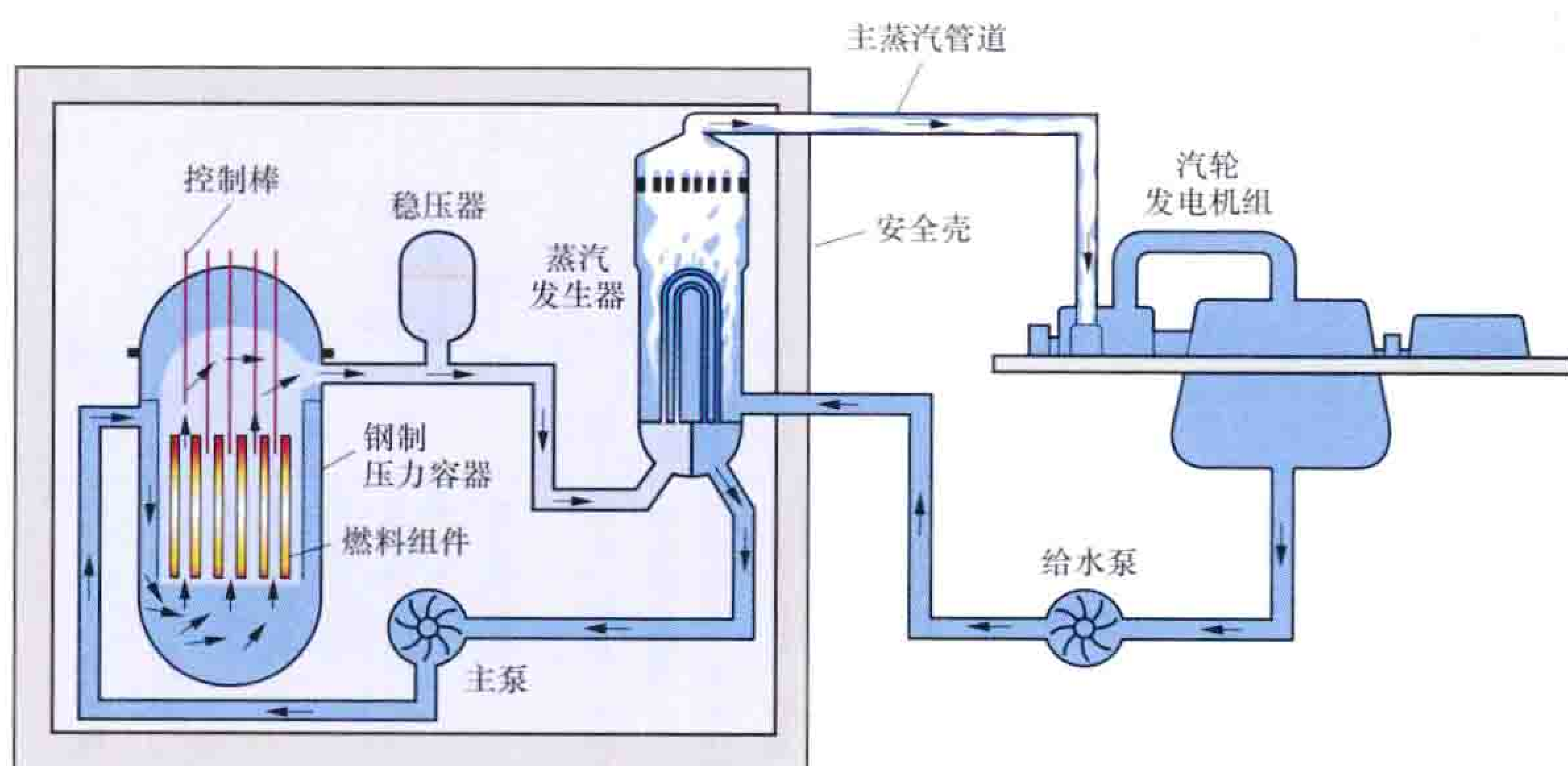


图1 典型压水堆核电厂工作原理示意图

核电运行特点 核裂变在释放热量的同时，还产生大量放射性裂变产物，这就决定了核电厂与火电厂大不相同的运行特点：①反应堆停堆后仍需继续冷却，带出堆芯内裂变产物衰变产生的剩余释热，否则可能导致燃料组件烧毁事故；②需严格控制一、二回路水质，以减轻腐蚀和辐照活化产物的产生，保护运行人员安全；③需严格执行核电厂流出物监测，以保护环境免受污染；④反应堆操纵员需经长期严格培训、考试并取得核安全监管机构颁发的执照方可被授权上岗（见核安全许可证制度）；⑤需事先制定事故处理规程，以确保机组运行安全，防止放射性物质失控外泄；⑥商用机组功率大、比投资高、燃料成本低，宜作为基本负荷运行；⑦换料取出的乏燃料组件和运行产生的放射性废物需进行处理和处置；⑧使用寿期结束后，需按规定实施退役处理。（见核电厂运行特点）

核电在保障能源供应和社会经济发展中的作用 核能发电在应对世界性能源危机，保护环境，促进人类社会和自然界和谐、可持续发展方面具有独特的作用。在中国则具体表现在：①通过国内铀资源的勘查与开采、国外铀资源的投资开发，以及国际铀贸易市场的采购，建立铀产品的战略储备，中国核电发展的燃料供应是有保证的。与其他可再生能源发电技术相比，核电可以提供长期稳定、清洁高效的电力，有利于调整中国电力产业结构。②核电厂运行不排放二氧化碳，也不产生二氧化硫和氮氧化物，有助于减轻温室效应和酸雨、烟尘的环境污染，促进低碳经济发展，但核电厂废热排放造成的热污染比火电厂大。③正常运行时，核电厂废液废气排放受到严密控制与监督，给周围居民与环境造成的额外辐射一般不到天然本底辐射的1%。核电厂用过的乏燃料经后处理回收其中有用的铀和钚后，形成的高水平放射性废物量与体积均很有限，在技术上完全能经过核嬗变进行处理，实现与生物圈的长期封闭与隔离处置。④一台百万千瓦级的核电机组每年换料仅需30t左右的核燃料，从而有效缓解电煤的运输压力，并节省大量宝贵的化工原料。⑤核电设备国产化可带动冶金、材料、机电仪等众多行业的技术进步与升级换代，促进国民经济发展。

核电技术发展 迄今为止各国采用的核电技术，从发展阶段上可划分为原型示范技术、商用核电技术和先进核电技术三个阶段，也就是通常所说的三代核电技术。（见核电发展史和中国核电发展）

第一代核电技术 20世纪50年代初开始，美国、英国、法国、苏联等国就在军用生产堆和潜艇核动力技术的基础上，结合火电厂蒸汽动力的成熟技术，建成了一批核电厂，以验证核电的技术与工程可行性。人们将这批功率较小的原型堆/示范堆核电厂采用的技术称为第一代。当时人们对可能想到的堆型概念均进行了试验，压水堆（PWR）和沸水堆（BWR），因其技术先进、经济竞争性强而成为核电发展的主要堆型。

第二代核电技术 20世纪60年代末、70年代初，各工业发达国家的经济普遍复苏，电力需求增长迅速。各国出于对化石燃料资源供应的担心，寄希望于发展核电。1973年，第一次石油危机使油价飞涨。此时美国的轻水堆技术已相当成熟，两者促成了世界核电建设的高潮，并逐步实现了商用化、标准化、系列化，批量化的大型核电机组成为世界投运核电厂的主力。人们把这段时期商用核电厂采用的技术称为第二代。堆型除欧洲、美国的压水堆和沸水堆，苏联的压水堆和石墨沸水堆外，还有加拿大的压力管重水堆、英国的改

进型石墨气冷堆等。

1979 年，第二次石油危机使各国经济发展速度锐减，大规模的节能措施和产业结构调整使得电力需求由增变减，许多新核电建设项目被停止或推迟。1979 年 3 月 28 日，美国三里岛核电厂发生了堆芯熔化事故，美国核管制委员会提高安全性的严厉措施，迫使修改设计、工期拖长、投资风险增大，核电经济竞争力下降，阻碍了核电继续发展；1986 年 4 月 26 日，苏联切尔诺贝利核电厂发生的大量放射性物质失控释放事故，更使世界核电跌入谷底。

第三代核电技术　为使核电复苏，在轻水堆 30 余年运行经验的基础上而研发的新一代核电技术，受到美国核管制委员会的大力支持。美国各电力公司联手率先制定并于 1990 年公布了《电力公司要求文件》（URD）。随后西欧核电界也制定出类似的《欧洲电力公司要求》（EUR）。这些导向性文件对大功率改良型下一代先进轻水堆和采用全新非能动安全设计理念的革新型先进轻水堆，分别提出了涉及各项技术、经济总体指标和高层设计的要求。人们将符合 URD 或 EUR 要求的先进核电技术称为第三代，其最大特色是设置了较完备的预防和缓解严重事故后果的措施，设计安全性能有明显提高。第三代先进沸水堆（ABWR）核电机组已在日本建成 4 台并取得良好运行业绩。第三代压水堆核电机型（如 AP1000、EPR）和俄罗斯 AES-2006 的首堆工程正在建设。建设中的三门核电厂、海阳核电厂见图 2、图 3。

21 世纪初，核电界又提出第四代核能系统设计概念，期望开发出新一代核能系统，使其在安全性、经济性、可持续发展性、防核扩散、防恐怖袭击等方面都有更明显的进步和竞争能力。它不仅要考虑用于发电或制氢等的核电反应堆装置，还要把核燃料循环也包括在内，组成完整的核能利用系统。2002 年从众多未来反应堆概念中优选出最具前景的 6 种堆型向成员国推荐（见第四代核能系统）。这 6 种堆型技术基础不同，均处在研发阶段。专家估计其工业应用可能要在 2035 年左右。此外，在国际原子能机构（IAEA）的支持下，由欧盟、美、俄、日、中、印、韩七方参加的国际热核实验堆（ITER）的国际合作研究项目正在推进中，旨在验证磁约束核聚变的科学可行性和工程技术可行性。


图 2　建设中的三门核电厂（白云生　提供）


图 3　建设中的海阳核电厂

核能发电的安全性、可靠性和经济性的相关分析，见核电厂安全性、核电厂可靠性和核电厂经济性。

heneng gongre

核能供热　（nuclear heat）　利用核反应堆生产的能量直接供热。既可以用这种能量单纯供热，也可以综合利用，如热电联供。核能供热是核能应用的一个重要方面。

热能用户的温度需求及各种反应堆供热温度上限如图 1 所示，核能供热的范围大约可分为低温、中温和高温三段。低温供热温度多低于 200℃，主要市场为农林水产业、居民采暖、海水淡化及部分轻工业；中温供热温度范围为 250～550℃，主要市场包括纺织工业和部分石化工业；高温供热温度一般在 550℃以上，主要市场为煤气制造、水法热解制氢及部分冶金和石化工业。

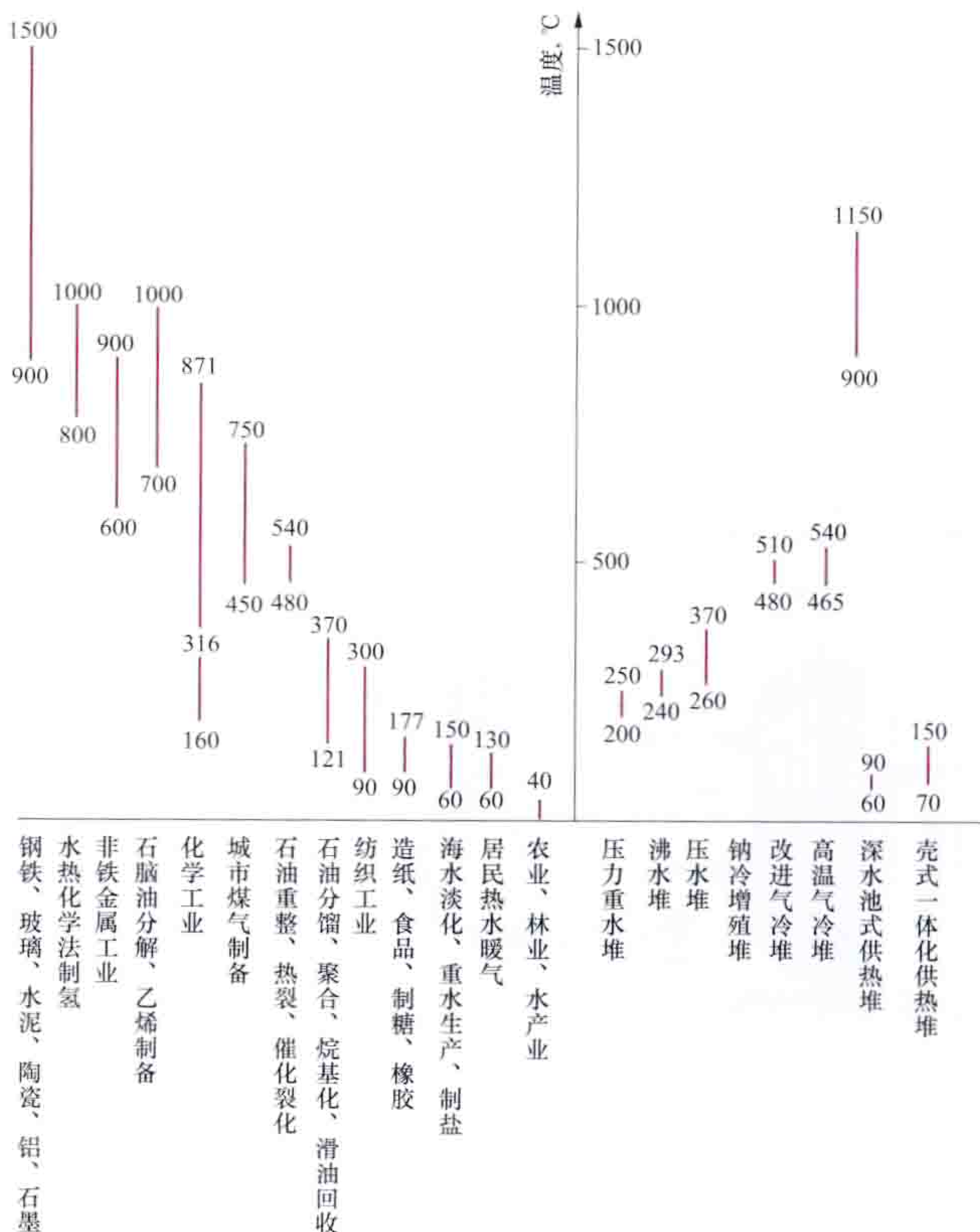


图 1　热能用户的温度需求及各种反应堆供热温度上限

核能供热的主要优点：①环境污染小，特别是与燃煤锅炉相比，核能可认为是无污染能源。由于热能远距离输送费

用昂贵，用于城市居民采暖和工业区工艺用热的燃煤锅炉或热电厂一般分布在城内或城郊各处，是城市环境的主要污染源之一。因此可认为核能供热是改善城市环境的一种重要方法。②燃料运输量小，特别是在中国以煤为主的能源系统内，煤资源分布不均，采用核能供热不仅可以解决某些地区的能源供应，而且可以大大缓解交通运输的压力。

低温核供热及低温核供热堆　低温核供热主要用于城市大（中）型热网、海水淡化及造纸、印染等轻工业。

在现有商用核电厂内采用抽汽供热，其原理与化石燃料热电厂相同，但由于核安全要求，核电厂厂址一般远离大城市，以致热能输送损失较大，在经济上往往得不偿失，故由核电厂抽汽供热的方式难以普遍推广。

专门设计用于供热的低温反应堆，可建造在人口稠密的大城市附近，这是低温核供热的主要途径。这种低温供热反应堆，必须具有高度安全性，即根据自然规律依靠非能动安全措施就能防止堆芯熔化这一类重大核事故发生。同时，反应堆的温度参数低，系统简化，建造较易，运行方便、可靠。这些因素有利于低温供热反应堆的发展。

世界上已有的主要低温核供热堆型有：①壳式一体化自然循环压水堆，苏联设计的AST-500，其热功率为500MW，工作压力为2.0MPa；②池式核供热堆，加拿大建成的SLOWPOKE堆，热功率为2MW，池面为常压。

中国自20世纪80年代初开始研究发展低温核供热堆技术，并自行设计了深水池式低温供热堆及壳式一体化自然循环压水核供热堆。深水池式低温供热堆是在池式试验堆基础上发展起来的，具有良好的安全性，且结构简单，造价较低。该堆水池深约20m，池表面为常压。由于堆芯出口处位于池面下约16m，因此，冷却水温度可达114℃而不沸腾。过热水经两级热交换后，可向热网提供90℃左右的热水，适用于中小型（尤其是小型）热网。壳式一体化自然循环压水核供热堆可以向热网提供130～150℃的热水，适用于大中型热网。一座5MW的模式堆已于1989年在清华大学建成运行。

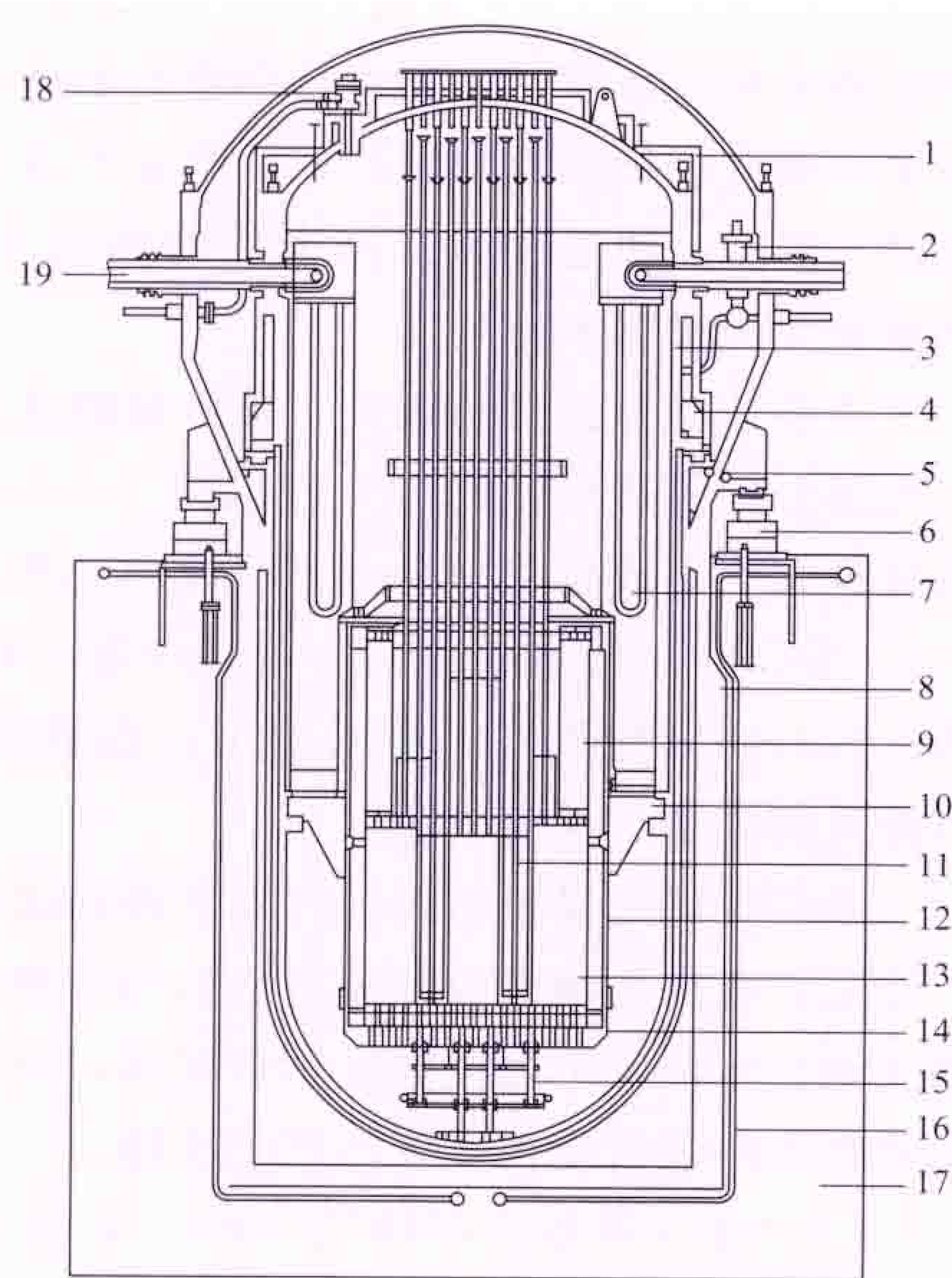


图2　壳式一体化自然循环核供热堆

1—压力壳绝热层；2—安全壳隔离阀；3—反应堆压力壳；4—压力壳支承；5—安全壳；6—安全壳支承；7—主换热器；8—安全壳绝热层；9—乏燃料组件；10—堆芯吊篮支承；11—控制棒；12—堆芯围桶；13—燃料组件；14—堆芯下支承板；15—二次支承；16—屏蔽冷却水管；17—生物屏蔽层；18—安全阀；19—主换热器出入口管

图2是中国设计的壳式一体化自然循环核供热堆，其热功率为200MW，工作压力为2.5MPa。反应堆堆芯和主换热器均布置在压力壳内，系统压力由压力壳上部空间中的氮气和水汽混合物压力维持。一回路水依靠压力壳内热区与冷区之间的密度差形成自然循环，它流经堆芯吸收核裂变产生的热量后，经上升流道进入主换热器，将热量传给中间回路水。中间回路水流经中间换热器或蒸汽发生器向三回路传热，产生热水或低压蒸汽用于采暖、制冷空调和海水淡化等。中间回路设置不仅增加一道实体屏障，同时它的工作压力又高于一回路，故可将一回路的放射性水与三回路完全隔离，确保热用户的安全。此外，该堆堆芯余热也是采用自然循环方式，经空气冷却器排至大气。总之，由于该堆采用了一体化、自稳压、全功率自然循环冷却、控制棒动压水力驱动、双层安全壳结构及非能动安全系统等设计措施，可以确保堆芯不发生失水事故，确保安全停堆及堆芯余热安全排出，大大提高了其安全性，因此该堆可以建在居民稠密区附近。

核能海水淡化　低温核供热应用的另一个重要方面。世界某些国家和地区（包括中国）面临日益严重的水资源短缺问题，海水淡化是解决该问题的重要途径，已经引起世人的关注。工业规模海水淡化技术分为两类：一类是利用膜技术消耗电能的工艺，即反渗透法（RO）；另一类是耗热工艺，即利用热能加热海水，通过蒸发-冷凝物理过程生产淡水，该工艺属于低温核供热应用范围。

图3表示壳式核供热堆与多效蒸馏工艺（MED）相耦合的核能海水淡化系统示意。如图所示，核供热堆通过中间回路向蒸汽发生器输热，蒸汽发生器产生的130℃饱和蒸汽输至淡化厂作为热源，海水经预热、多级蒸发-冷凝产出纯净水，再经硬度调整和添加人体需要的微量矿物质，则成为饮用水。一座200MW核供热堆与MED淡化工艺相匹配，日产淡水可达16万t。

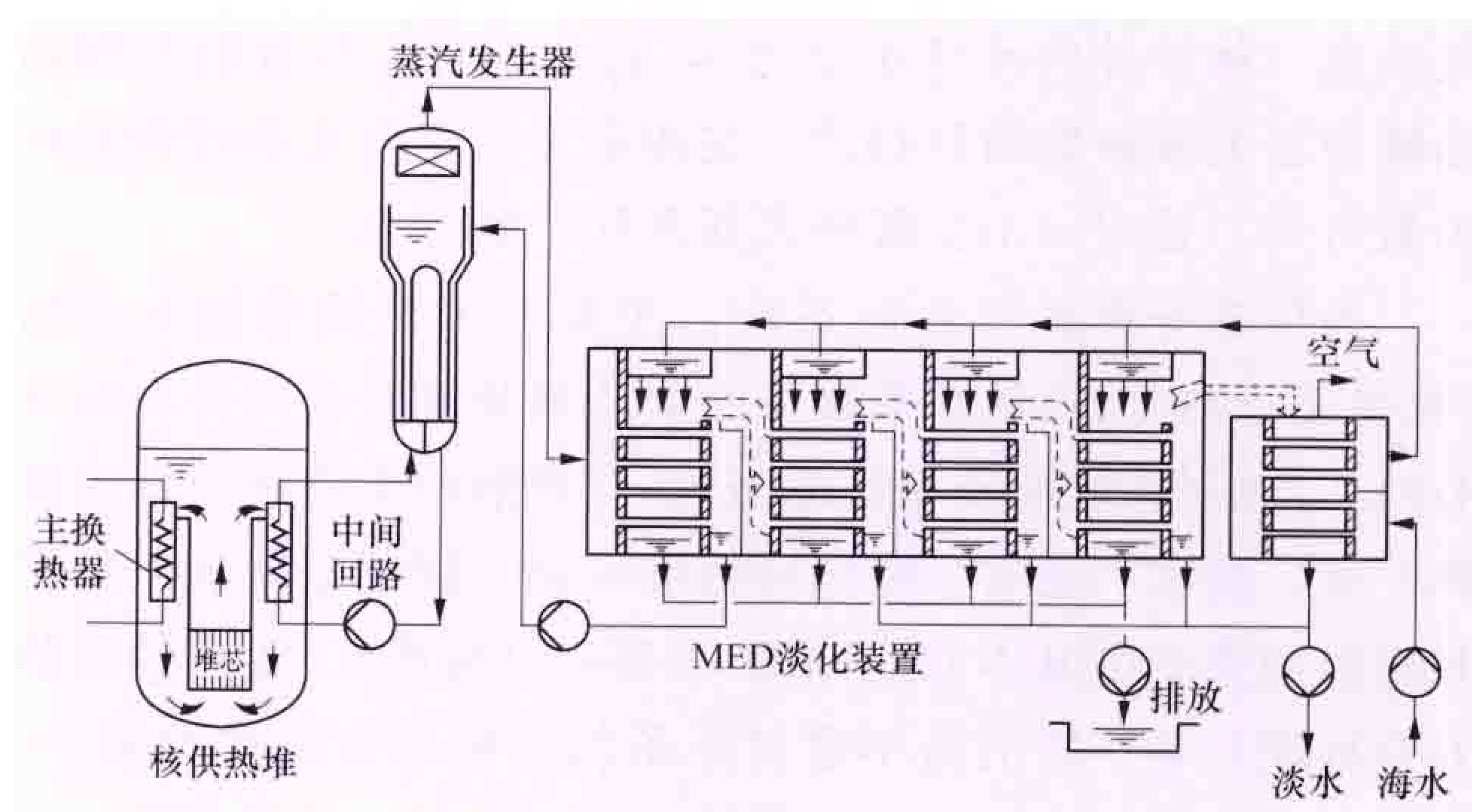


图3　壳式核供热堆与多效蒸馏工艺（MED）相耦合的核能海水淡化系统

中温和高温核供热与高温气冷堆　多数耗能工业，如石油开采与炼制、煤的气化与液化、某些化工工艺、水的化学分解（制氢）、气体还原法炼铁等，需用300℃以上甚至高达1000℃的工艺热源。在这些工业中利用核能，可以节约大量化石燃料，并提高能源利用率。核电厂可提供部分中温工艺用热，但核电厂厂址一般远离工业区，而蒸汽输送的经济距离又较短，因此，利用现有核电厂实现中温核供热存在较大的局限性。能够提供中温及高温工艺热的理想堆型是高温气冷堆。这种反应堆的核燃料制成颗粒状，用几层热解碳

紧密包覆，其直径不到 1mm。将上万粒这样的小颗粒燃料与石墨粉压制成球形或柱形，就构成了全陶瓷体的燃料元件。这种元件可耐高温到 1600℃ 左右也不会引起包覆颗粒大量破裂。因此，高温气冷堆的氦冷却剂出口温度可达 1000℃，而且在堆体失压失冷后，如果堆芯直径不太大，燃料的衰变热完全可以通过热辐射与热传导散入周围的环境而不致使燃料颗粒破坏，故高温气冷堆也是具有固有安全特性的供热堆型，可以建造在工业区或城市附近。（见高温气冷堆核电厂）

heneng heping liyong guoji tiaoyue

核能和平利用国际条约　(international conventions on the peaceful use of nuclear energy)　核能的利用首先是从军事目的——核武器制造发展起来的，而后才转入和平用途。随着和平利用的广泛展开，如何防止核能不再被用于军事目的成为国际社会普遍关注的重大问题。核材料具有放射性，使用或管理不当，就会引起放射性释放，给生命、财产和环境造成危害，甚至产生超越国界的影响。因而，安全地利用核能不仅是一个国家的责任，也需要国际社会的协调行动。随着核能事业的发展，围绕和平而安全地利用核能这一共同目标，国际社会陆续签订了一系列国际条约。这些条约大致可分为保证核能仅用于和平目的的条约、确保安全利用核能的条约、有关减轻核事故后果的预防性条约和其他领域与核能利用有关的条约等四类。

保证核能仅用于和平目的的条约　最主要的是《不扩散核武器条约》，它是国际防止核武器扩散体系的法律基础，也是最具普遍性的国际条约。之后，还衍生了一些地区性的条约，如《拉丁美洲禁止核武器条约》（又称《特拉特洛科条约》）、《南太平洋无核区条约》（又称《拉罗汤加条约》）。其次是《核材料实物保护公约》，它是为防止核材料在国际运输中丢失或被盗而签订的，实质意义在于防止非政府的核扩散行为，是对《不扩散核武器条约》的补充。

确保安全利用核能的条约　主要有关于核设施安全的《核安全公约》《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》《放射性物质安全运输条例》《放射性废物跨境运输条例》等。其次，还有一些国际标准，如《国际电离辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》《核安全标准》《放射性废物安全标准》等。它们虽不像国际条约那样具有法律约束力，但却是从技术上确保安全利用核能所必需的，其重要性不亚于国际条约。

有关减轻核事故后果的预防性条约　这类条约中有制订于 20 世纪 60 年代初的《核损害第三方责任巴黎公约》和《核损害民事责任 1963 年维也纳公约》。由于苏联切尔诺贝利核电厂事故的警示，在该事故之后又相继签订了《及早通报核事故公约》《核事故或辐射紧急情况援助公约》《修正〈核损害民事责任 1963 年维也纳公约〉议定书》及《核损害补充赔偿公约》等。一旦发生核事故，则从事故的早期通报、紧急援助，直至对受害者的赔偿责任和赔偿基金的来源等，便都有了国际条约可供遵循。这对于尽可能地减轻核事故的后果有着非常重要的意义。

其他领域与核能利用有关的条约　其中比较重要的有《防止倾倒废物及其他物质污染海洋公约》（简称《1972 年伦敦公约》）《1972 年伦敦公约 1996 年议定书》《海洋生命安全公约》《南极条约》，以及《防止从陆地污染海洋公约》。

heneng lingyu guojia zhongda keji zhuanxiang

核能领域国家重大科技专项　(national key R&D project on nuclear energy)　2006 年 2 月，国务院发布《国家中长期科学和技术发展规划纲要（2006～2020）》，确定了 16 个国家重大科技专项，大型先进压水堆及高温气冷堆核电厂是核能领域唯一的国家重大科技专项，后经调整将大型商用乏燃料后处理厂科研也纳入其中。该专项领导小组的组长单位是国家发展和改革委员会（各成员单位派代表组成领导小组办公室），牵头组织单位是国家能源局，下设实施管理办公室；明确由国家核电技术有限公司牵头实施该专项的大型先进压水堆部分，并作为大型先进压水堆示范工程的实施主体，组织核电领域、装备制造业领域、科研院所、高等院校等有关单位参加大型先进压水堆的研发和攻关工作。

大型先进压水堆核电厂部分　2008 年 2 月 15 日，国务院常务会议审查并原则通过了《大型先进压水堆核电厂重大专项总体实施方案》，批准大型先进压水堆研发的总体目标是：在 AP1000 技术引进和自主化依托项目建设的基础上，通过国产化 AP1000 自主设计，实现 AP1000 技术的消化、吸收，全面掌握以非能动技术为标志的第三代核电技术。进一步研究开发具有中国自主知识产权的大型先进压水堆核电技术，建成 CAP1400 示范工程，形成具有国际先进水平的核电技术研发体系、关键设备制造技术体系和先进核电标准体系；拥有一批具有知识产权的高水平成果，实现中国核电设计、制造、建造和运行技术的跨越式发展，2020 年进入核电技术先进国家行列。

主要任务包括科研攻关、条件保障建设和示范工程建设三大部分。科研攻关的四大领域是：①AP1000 引进技术的消化吸收，完成自主化标准设计的 CAP1000（含内陆核电厂）；②CAP1400 技术研发，完成示范工程的设计和安全分析；③1700MW 级核电技术预可行性研究；④重大共性技术及关键设备、材料研究。

条件保障建设包括设计开发平台和试验验证平台等，进一步完善和提高现有设计分析平台与试验设施水平，新建一批关键技术研发平台和配套试验设施，为中国核电的可持续发展和不断创新提供重要的技术支撑。

CAP1400 示范工程建设：2010 年完成概念设计，2011 年底完成初步设计。

大型先进压水堆研究开发规划的阶段目标：

2008 年 1 月～2012 年 12 月，完成 AP1000 技术消化吸收，形成国产化 CAP1000 标准设计，具备批量建造能力。完成 CAP1400 自主研发和示范工程建设准备。

2013 年 1 月～2020 年 12 月，建成 CAP1400 示范工程，形成 CAP1400 批量化建设能力。完成 1700MW 级核电技术研究开发。

高温气冷堆核电厂部分　核能领域国家重大科技专项中的一个分项，清华大学为牵头单位。

该专项的目标是：以中国已经建成运行的10MW高温气冷实验堆为基础，攻克高温气冷堆工业放大与工程实验验证技术、高性能燃料元件批量制备技术，建成具有自主知识产权的200MW级模块式高温气冷堆核电厂（HTR-PM）示范工程，以及开展氦气透平直接循环发电及高温堆制氢等技术研究，为发展第四代核电技术奠定基础。200MW级模块式高温气冷堆核电厂已于2012年12月9日开工建设。

高温气冷堆核电厂具有安全性好、热效率高、可用于工艺热应用等特点，在中国具有如下市场定位：是核能发电的重要补充，是工艺热应用的主力，可用于高效制氢。

在国家重大专项领导小组的直接领导下，该专项由清华大学核能与新能源技术研究院、中核能源科技有限公司、华能山东石岛湾核电有限公司等单位为实施主体，并联合国内外产、学、研各种机构和单位共同实施。

对示范工程的技术要求：具有固有安全性；具有潜在的经济竞争力；尽量采用成熟技术或经过验证的技术，降低技术风险和市场风险；实现标准化、模块化设计和建造，对今后高温气冷堆核电厂的发展有示范作用。

选定的示范工程技术方案是：具有固有安全特性的模块式高温气冷堆，具有阻止放射性释放的多重屏障，具有余热排出的固有安全特性，负反应性温度系数具有很大的反应性补偿能力，避免堆芯熔化和放射性物质大量释放的可能；具有连续装卸料能力的球床式堆芯；采用成熟的蒸汽透平循环；两个核蒸汽供应模块连接一台汽轮发电机组，以验证多堆带一机配置模式的可行性和合理性、核电厂辅助系统共享的实施方案，以对长远发展奠定基础并进行示范。

除设计建造200MW级模块式高温气冷堆核电厂示范工程外，该专项还安排了关键技术及相关试验研究、设计及相关技术研究、设备制造技术研究、燃料元件生产线建设、建造技术研究、运行技术研究、标准及安全审查技术研究、条件保障建设等研究与开发课题。

大型商用乏燃料后处理厂科研部分　在中国已有的乏燃料后处理技术基础上，中国已与法国初步确定了大型商业后处理合作的重要原则，为正式开启商务谈判奠定了基础。

heneng xueshu qikan

核能学术期刊　（nuclear academic journals）　早期刊载核科技文献的期刊数量不多，主要有美国出版的《核子学》，法国出版的《原子》等。20世纪50年代以来，随着核科学技术的不断发展以及核能和平利用的日益广泛，核能领域学术期刊的数量大幅增加，从早期为数不多的几份期刊已经发展到上万份。国际原子能机构国际核信息系统2011年统计数据显示，国际上刊载核能及核技术应用方面文献的期刊共计14 000多份，其中，定期出版的2100多份，核心期刊约600份。按照出版国家统计，美国出版的期刊数量排在第一位，其他前10位的国家依次为日本、德国、英国、法国、荷兰、印度、波兰、俄罗斯和澳大利亚。专门刊载核能及其和平应用方面文献的期刊有200余种，如国际原子能机构出版的《国际原子能机构通报》、经济合作与发展组织核能机构出版的《核法规通报》、美国出版的《原子数据和核数据表》、俄罗斯出版的《原子能》、英国出版的《核能年鉴》、法国出版的《核综论》、中国出版的《核科学与工程》等。核能学术期刊报道的专业范围涉及中子物理与核物理、等离子体物理与聚变、放射化学与核化学、辐射化学、核燃料与核材料、同位素与辐射的应用、核医学与放射生物学、保健、辐射防护与剂量学、核安全与环境科学、反应堆与核电厂、废物管理、核仪器仪表以及核能的经济、法律及其他问题等。主要的核能学术期刊见表。

主要的核能学术期刊

国　家（国际组织）	期　刊　名　称	国　际　刊　号	创刊年	刊期
加拿大	加拿大核能（Nuclear Canada）	ISSN 0029-5469 NUCABO	1962	10期/年
中　国	核科学与工程	ISSN 0258-0918 HYGODG	1981	季刊
	核聚变与等离子体物理	ISSN 0254-6086 HYDWDP	1981	季刊
	核动力工程	ISSN 0258-0926 HDGOE6	1980	双月刊
	核科学与技术	ISSN 1001-8042 NSETEC		
	中国核电	ISSN 1674-1617		
	原子核物理		1979	季刊
	核科学与工程		1981	季刊
	核物理动态			
法　国	辐射防护（Radioprotection）	ISSN 0033-8451 RAPRBA	1966	季刊
	核综论（Revue Generale Nucleaire）	ISSN 0335-5004 RGNUDJ		
	核工程师技术（Techniques de l'Ingenieur. Genie Nucleaire）	ISSN 1762-875X		
德　国	等离子体物理（Contributions to Plasma Physics）	ISSN 0863-1042 CPPHEP		
	核工程［Kerntechnik (1987)］	ISSN 0932-3902 KERNEU		
	核技术（Kerntechnik）		1959	月刊
日　本	核科学和技术期刊（Journal of Nuclear Science and Technology）	ISSN 0022-3131 JNSTAX		
	火力原子力发电（The Thermal and Nuclear Power）		1950	月刊

续表

国家（国际组织）	期刊名称	国际刊号	创刊年	刊期
荷兰	聚变工程和设计（Fusion Engineering and Design）	ISSN 0920-3796 FEDEEE		
	核工程和设计（Nuclear Engineering and Design）	ISSN 0029-5493 NEDEAU		
俄罗斯	原子能（Атомная Энергия）	ISSN 0004-7163 AENGAB	1956	月刊
	国外原子能技术（Атомная Техника за Рубежом）		1957	月刊
瑞士	欧洲核能（Nuclear Europe）		1981	月刊
	核工程与设计（Nuclear Engineering and Design）		1965	21期/年
英国	核能年鉴［Annals of Nuclear Energy（Oxford）］	ISSN 0306-4549 ANENDJ		
	国际核能、科学和技术期刊（International Journal of Nuclear Energy, Science and Technology）	ISSN 1741-637X		
	核能进展（Progress in Nuclear Energy）		1977	双月刊
	国际核工程（Nuclear Engineering International）		1956	月刊
	核能（Nuclear Energy）		1978	月刊
	等离子体物理和可控聚变（Plasma Physics and Controlled Fusion）	ISSN 0741-3335 PPCFET	1959	月刊
美国	原子数据和核数据表（Atomic Data and Nuclear Data Tables）	ISSN 0092-640X ADNDAT	1965	双月刊
	电气和电子工程师学会核科学会刊（IEEE Transactions on Nuclear Science）		1954	双月刊
	核电厂杂志（Nuclear Plant Journal）		1983	双月刊
	聚变能杂志（Journal of Fusion Energy）		1981	季刊
	美国核学会会刊（Transactions of American Nuclear Society）		1958	半年刊
	核安全（Nuclear Safety）		1959	季刊
	核新闻（Nuclear News）		1958	月刊
	核能（Nuclear Energy）			
	核燃料（Nuclear Fuel）		1976	半月刊
	美国核管会周刊（Weekly Information Report）			周刊
	世界核能情况（World Nuclear Performance）		1985	月刊
国际原子能机构	国际原子能机构通报（IAEA Bulletin）	ISSN 0020-6067 IAEBAB	1959	季刊
	核聚变（Nuclear Fusion）	ISSN 0029-5515 NUFUAU	1960	季刊
	核信息和知识（Nuclear Information and Knowledge）	ISSN 1819-9186		
经济合作与发展组织核能机构	核法规通报（Nuclear Law Bulletin）	ISSN 0304-341X NULBA3	1968	半年刊

heneng xueshu wangzhan

核能学术网站（nuclear academic websites） 核领域国际组织和各国主要核能管理和学术机构的网站见表。

核领域国际组织和各国主要核能管理和学术机构网站

国家（国际组织）	机构名称	网站地址
国际组织	国际原子能机构（International Atomic Energy Agency）	http://www.iaea.org
	世界核协会（World Nuclear Association）	http://www.world-nuclear-news.org
	世界核电营运者协会（World Association of Nuclear Operators）	http://www.wano.info
加拿大	加拿大原子能公司（Atomic Energy of Canada Limited）	http://www.aecl.ca
中国	国家原子能机构（China Atomic Energy Authority）	http://www.caea.gov.cn/
	国家能源局（National Energy Administration）	http://www.nea.gov.cn
	国家核安全局（National Nuclear Safety Administration）	http://nnsa.mep.gov.cn/
	中国核能行业协会（China Nuclear Energy Association）	http://www.china-nea.cn
	中国核学会（Chinese Nuclear Society）	http://www.ns.org.cn
	中国核工业集团公司（China National Nuclear Corporation）	http://www.cnnc.com.cn

续表

国　家 （国际组织）	机　构　名　称	网　站　地　址
中　国	中国广东核电集团有限公司（China Guangdong Nuclear Power Holding Co., Ltd.）	http://www.cgnpc.com.cn
	中国电力投资集团公司（China Power Investment Corporation）	http://www.zdt.com.cn http://www.cpicorp.com.cn
	国家核电技术有限公司（State Nuclear Power Technology Corporation Ltd.）	http://www.snptc.com.cn
	清华大学（Tsinghua University）	http:// www.tsinghua.edu.cn
	中国原子能科学研究院（China Institute of Atomic Energy）	http:// www.ciae.ac.cn
	中国核动力研究设计院（Nuclear Power Institute of China）	http:// www.npic.ac.cn
	中国核电工程有限公司（China Nuclear Power Engineering Co., Ltd.）	http://www.cnpe.cn
	中国核信息网（China Atomic Information Network）	http://www.atominfo.com.cn/
	中国辐射防护研究院（China Institute for Radiation Protection）	http:// www.cirp.org.cn
芬　兰	芬兰辐射和核安全局（Radiation and Nuclear Safety Authority）	http://www.stuk.fi
法　国	法国核安全局（AUTORITE de SURETE NUCLEAIRE）	http://www.asn.fr
德　国	德国联邦辐射防护办公室（BfS, Bundesamtes fur Strahlenschutz）	http://www.bfs.de
	德国 Karlsruhe 核研究中心（Forschungszentrum Karlsruhe）	http://www.kit.edu
印　度	印度原子能部（Department of Atomic Energy）	http://www.dae.nic.in
	印度原子能管理委员会（Atomic Energy Regulatory Board）	http://www.aerb.gov.in
日　本	日本原子力规制委员会（Nuclear Regulation Authority of Japan）	http://www.nsr.go.jp
	日本原子力委员会（Japan Atomic Energy Commission）	http://www.aec.go.jp
韩　国	韩国核安全研究院（The Korea Institute of Nuclear Safety）	http://www.kins.re.kr
	韩国原子能研究院（Korea Atomic Energy Research Institute）	http://www.kaeri.re.kr
俄罗斯	俄罗斯国家原子能公司（State Atomic Energy Corporation ROSATOM）	http://www. rosatom.ru
	俄罗斯科学院核能研究所（Institute for Nuclear Research of the Russian Academy of Sciences）	http:// www.inr.ac.ru/ INR/INR.html
美　国	美国核管制委员会（Nuclear Regulatory Commission）	http://www.nrc.gov
	美国能源部（Department of Energy）	http://www.doe.gov
	美国核电运行协会（Institute of Nuclear Power Operations）	http://www.inpo.info

heranliao

核燃料　（nuclear fuel）　含有易裂变或聚变核素，在核反应堆中通过核裂变或核聚变产生核能的材料，可分为裂变核燃料和聚变核燃料。由于大量已建成的反应堆都是裂变反应堆，至今还没有聚变堆建成，因此习惯上说到核燃料时指的是裂变核燃料。核燃料是构成反应堆堆芯最重要的释热部件，它必须长期适应堆芯苛刻的运行条件。一座安全、经济、高效的核动力反应堆必须采用可靠、低成本和性能优越的核燃料。

发展简史　反应堆按核燃料入堆方式分为均匀堆和非均匀堆两种。前者使用液体燃料，后者使用固体燃料。液态燃料增殖堆在早期一直是人们追求的目标。20 世纪 40 年代初，试验过水均匀堆（以硫酸铀酰为燃料的 HYPO、HRE-1 和 HRE-2 堆）；1954 年美国建成第一个 2.5MW 熔盐反应堆（MSR 飞机反应堆实验）；1965 年，又成功建成运行 8MW 熔盐增殖堆（MSBR），使用 $Li^7F+BeF_2+ThF_4+UF_4$ 熔盐作燃料。钍熔盐均匀堆已成为第四代核反应堆的选项之一。

一直以来，固体核燃料得到了广泛应用和发展。从 1942 年 E. 费米（Enrico Fermi）用金属铀和 U_3O_8 建成世界上第一座核反应堆起，核反应堆的用途已由生产［钚、同位素（见核素）］、试验（科学研究）过渡到主要提供核动力（发电），固体核燃料也经历了从金属铀（含铀合金）向含铀（钚）陶瓷转变的过程。在核反应堆发展初期，一大批钚生产堆，如 1944 年美国汉福特（Hanford）和苏联乌拉尔（Урал）的石墨堆，均选用金属铀作为燃料。20 世纪 50 年代后期，随着军事和电力的需要，很快发展了舰艇动力堆和核电动力堆。1957 年，希平港（Shippingport）核电厂率先应用二氧化铀。20 世纪 70 年代，大力开发碳化铀、氮化铀等陶瓷燃料。在此期间，还出现了一种将合金或陶瓷燃料的颗粒分散在金属或石墨基体中的弥散燃料，分别用于材料试验堆（MTR）和圣·符仑堡（Ft. st. Vrain）高温气冷堆。为满足快中子增殖堆的需要，又研制出铀钚混合陶瓷燃料，1967 年狂想曲（Rapsodie）快中子实验堆率先使用了（U, Pu）O_2，这类燃料还被法、德等国用于轻水堆；1986 年，快中子增殖试验堆（FBTR）首先采用了（U, Pu）C；90 年代，美国又推出铀-钚-锆合金作为一体化快中子堆（IFR）的燃料。为了防止核扩散及燃烧积存的 Pu，开始了惰性基体燃料（Inert Matrix Fuel, IMF）的研究和发展。IMF 的类型除涵盖了弥散燃料外，还出现了一种由可裂变核素和非活性基体组成的均匀陶瓷（氧化物或氮化物）固溶体燃料，如 PuO_2-ZrO_2。

资源和生产　实际可用的易裂变核素有 ^{233}U、^{235}U 和

^{239}Pu。天然铀是^{235}U、^{238}U和^{234}U的混合物，是最基本的核燃料。其中^{234}U和^{235}U的含量分别占0.006%和0.71%，其余是^{238}U。^{233}U和^{239}Pu在自然界几乎不存在，但可以用^{232}Th和^{238}U为原料在核反应堆中靠^{235}U裂变时释放的中子来生产。因此，^{232}Th和^{238}U称为可转换核素。铀的蕴藏量并不丰富，在地壳中的含量为2.5×10^{-6}，而且富铀矿相当少。核燃料的生产由铀矿开采和加工、铀的提取和精制、铀同位素的富集（指^{235}U）、燃料元（组）件制造、辐照转换、乏燃料后处理及放射性废物处理等环节组成。

类别和特点 核燃料在反应堆内高温、强辐照和冷却剂介质腐蚀等运行条件下使用，一般需将核燃料装入由金属或合金制成的包壳内，两端焊接密封做成燃料棒，再组装成燃料组件后在堆内使用。固体核燃料可分为金属燃料、陶瓷燃料和弥散燃料三类。

金属燃料 主要指金属铀及铀合金（如U-Al、U-Mo和U-Zr等），优点是有足够高的密度、较高的热导率、易于加工。但铀的熔点低，又有三种同素异形体：α相铀及其合金有复杂的晶体结构，引起明显的各向异性；在辐照下产生严重的生长、变形和肿胀；在高温下，会与多种金属包壳发生反应。所以只能用作低温、低功率密度和低燃耗的石墨或重水慢化的生产堆和试验堆的燃料。其γ相铀合金具有各向同性，在堆内的使用性能较好。

陶瓷燃料 由铀（或钚）的难熔化合物如氧化物、碳化物和氮化物等组成的核燃料。它们具有陶瓷的共同优点，尤其是二氧化铀，其熔点高，热稳定性和辐照稳定性好，与包壳和冷却剂的相容性较好，有利于加深燃耗。二氧化铀的缺点是热导率太低，在使用时其中心温度高达1973K以上，并产生肿胀、密实化、裂变气体释放及芯块开裂等现象，但通过燃料棒的改进设计和大量的辐照试验，表明以锆合金为包壳的二氧化铀燃料棒能在15.5MPa、590K的水中长期可靠地使用。因此，它是轻水堆和重水堆广泛使用的核燃料。

与二氧化铀性能相似的铀钚混合氧化物（MOX）燃料含有易裂变核素^{239}Pu和可转换核素^{238}U，可用作快中子增殖堆和热中子堆的核燃料，在快中子增殖堆中使用时还可增殖核燃料。这种核燃料与奥氏体不锈钢或锆合金组成的燃料组件已分别应用在快中子堆和轻水堆。

与氧化物相比，碳化物、氮化物等陶瓷核燃料含有更高的裂变原子密度。选用这些核燃料可减少装料，达到较高的增殖比；其热导率比二氧化铀的约高7倍，可提高燃料棒的线功率，增大燃料棒直径，从而降低核燃料循环成本。这些核燃料有望成为未来的新型燃料。但它们的制造成本昂贵，辐照经验有限，又无成熟的后处理工艺，只有（U，Pu）C在低设计参数的快中子增殖试验堆中得到使用。

弥散燃料 以含易裂变核素金属或陶瓷的细颗粒形式弥散在其他非活性基体材料中的核燃料。这类燃料可使辐照损伤基本局限于燃料相内，并兼有燃料相和基体相的优点，如借基体的高热导率来提高燃料元件的传热效率；高强度的基体还可抑制燃料肿胀，从而达到更深的燃耗。典型的弥散燃料设计有两种：一种是由合金或陶瓷燃料作为燃料相，金属（含合金）为基体相组成，如试验堆用的UAl_x-Al、（UAl_4-Al、U_3O_8-Al、U_3Si_2-Al）和动力堆用的UO_2-Zr-2合金（或不锈钢）。另一种是以包覆颗粒燃料为弥散相，石墨为基体相组成。其芯核选用铀的氧化物、碳化物、氧碳化物，或铀钚（铀钍）的氧化物、碳化物、氧碳化物，从内向外涂2～4层不同厚度的热解碳和碳化硅，然后均匀分散在石墨基体中，压制成燃料球或燃料块。已建成的高温气冷堆均采用这种燃料。（见高温气冷堆燃料元件制造）

前景 核燃料技术正朝着降低循环成本、提高反应堆固有安全性、减少环境污染等目标发展。对已经使用的铀燃料，主要通过改进燃料设计、革新制造工艺和采用高性能包壳来提高燃料的使用性能，加深燃料组件的燃耗。在钚的利用方面，推出一种含钚的铀-锆合金。由于加入了锆，提高了固相线温度，又拓宽了γ相区，与316不锈钢有更好的相容性。美国曾对此合金在快中子增殖堆中进行稳态、瞬态辐照试验，期望这种燃料在14%（原子）燃耗下安全使用。MOX燃料在轻水堆使用的经济性、技术可行性得到了论证，并进行了MOX燃料随堆试验。使用MOX燃料在经济上比利用富集铀可节省约30%。钚燃料与铀燃料的反应堆系统完全相容，其燃耗与铀燃料相当。同时由于商用快中子增殖堆引入日期的推迟，可以预计，MOX燃料将在更多的轻水堆中得到利用。

钍的转换曾以（U，Th）C_2颗粒弥散在石墨基体内形成的弥散燃料在高温气冷堆作尝试。因铀-钍循环仍存在众多的技术难题，在这些难题被解决之前，^{233}U燃料的利用不会提到日程上来。然而，铀、钚燃料沿着多种途径向多种目标的发展仍方兴未艾。

heranliao xunhuan

核燃料循环 （nuclear fuel cycle） 核燃料所经历的生产、使用、储存或后处理、再制造等一系列工艺过程的总称（见图1）。对富集铀反应堆（如压水反应堆），卸出的燃料中除含0.8%～0.9% ^{235}U外，还含一定量的^{239}Pu（钚）（见转换比）和裂变产物。因此，乏燃料并非废物，其中的易裂变核素可以回收复用。以铀钚混合氧化物（MOX）燃料的形式进行钚（Pu）的单次循环，可以提高约12%的铀资源利用率。如果铀也循环利用，则铀资源利用率可提高约22%（基于轻水堆燃料的燃耗为45GW·d/t）。在快中子增殖堆核电厂中，裂变燃料和转换材料的回收复用更是必不可少的环节。

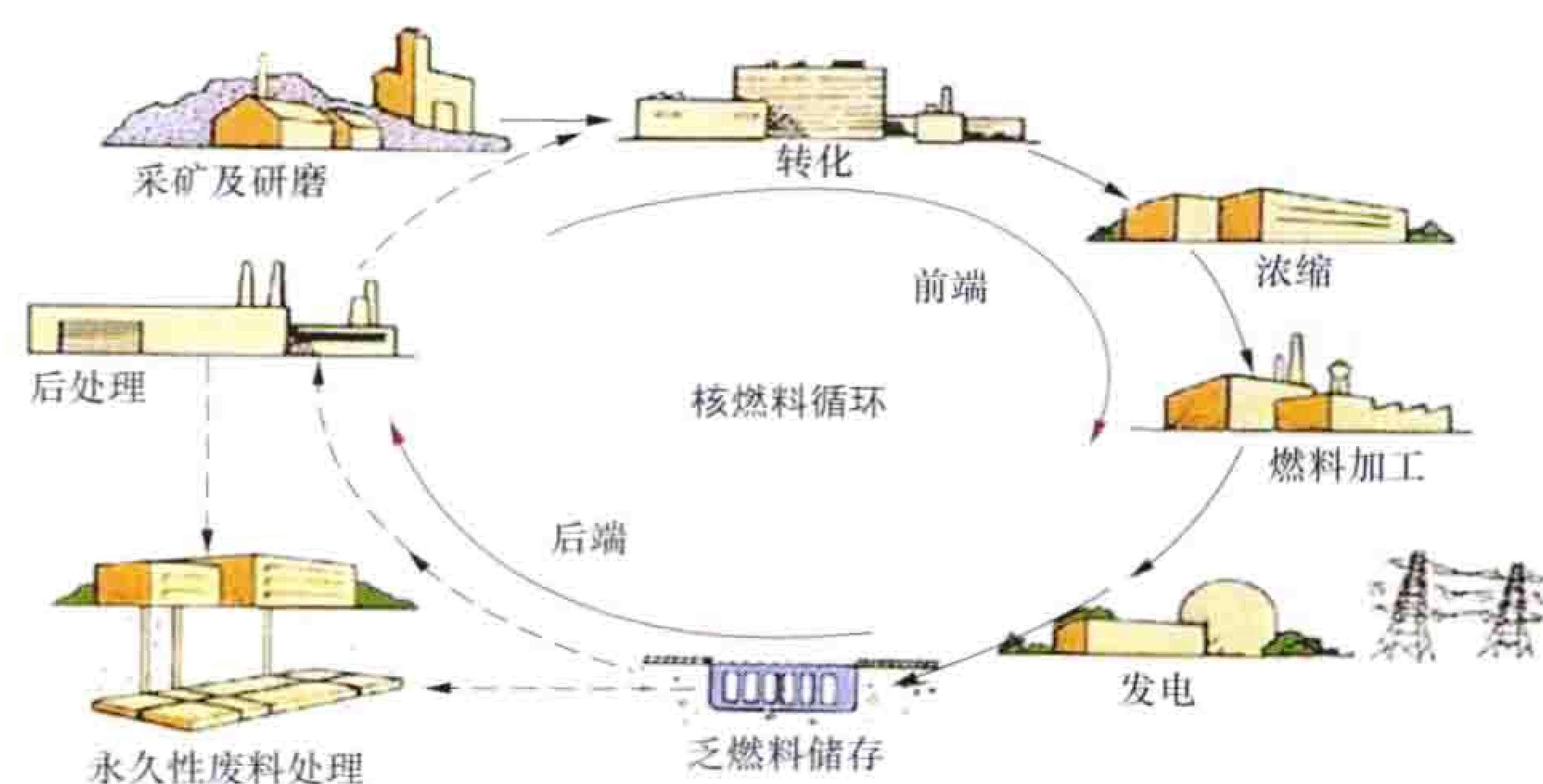
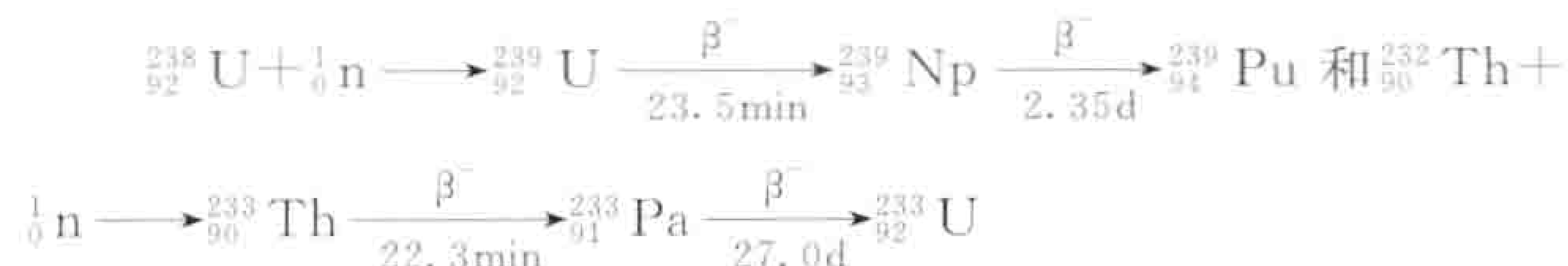


图1 核燃料循环工艺过程

循环方式 可用于在热中子反应堆中进行链式反应的易裂变核素为^{235}U、^{239}Pu和^{233}U。自然界中存在的易裂变核素只有^{235}U，^{238}U和^{232}Th（钍）为可转换核素，在吸收中子后它们分别通过以下反应可变成易裂变核素^{239}Pu、^{233}U：



因此，核燃料循环有铀-钚燃料循环、钍-铀燃料循环两个体系。铀-钚燃料循环是由天然铀开始，利用^{235}U作为核燃料，使^{238}U在堆内吸收中子后转换成^{239}Pu，再以^{239}Pu作为新核燃料的循环。钍-铀燃料循环先由钍矿提炼钍，并置于堆内吸收中子后转换为^{233}U，再以^{233}U作为新核燃料的循环。

铀-钚燃料循环是已在工业规模上实现了的燃料循环体系，钍-铀燃料循环则还处在研究和试验之中，距工业规模生产尚有很大距离。主要是在后处理过程中既要分离^{235}U与Th，又要从Th中萃取^{233}U，还要分离裂变产物。另外，乏燃料中混有少量放射性很强的^{232}U，与^{233}U很难分离。所以其后处理工艺比铀-钚燃料循环要复杂得多。国际上只有印度坚持研究开发钍燃料的闭式循环，但规模不大。图2示出典型的钍-铀燃料循环。

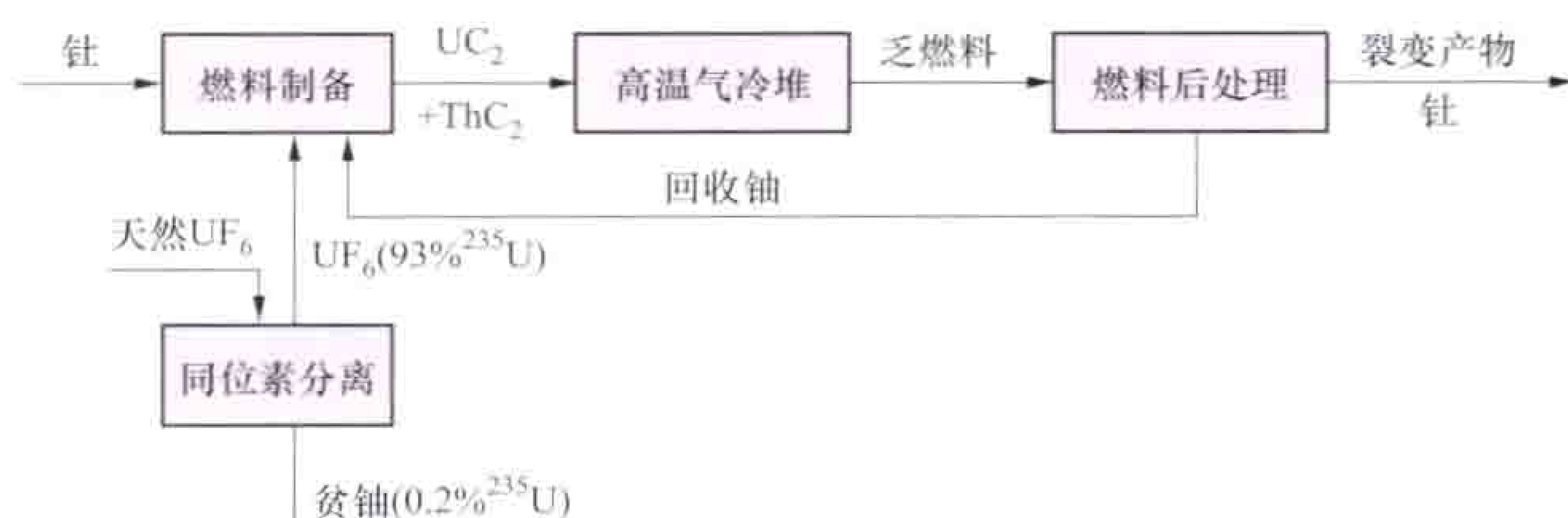


图2 典型的钍-铀燃料循环

铀-钚燃料循环中的工艺过程包括：①铀矿地质勘探；②铀矿开采；③铀的提取和精制；④铀的化学转化；⑤铀同位素的富集；⑥燃料组件制造；⑦反应堆内使用（燃烧）；⑧乏燃料储存；⑨乏燃料运输；⑩乏燃料后处理和乏燃料处置；⑪放射性废物处理和放射性废物处置。以上①～⑥称为燃料循环前段，⑧～⑪称为燃料循环后段。图3示出1000MW压水堆燃料循环（负荷因子80%）的三种方式，表中所示为几种热中子堆的燃料需要量。

几种热中子堆的燃料需要量

（每1000MW核电，燃耗33000MW·d/t）

堆型		压水堆	沸水堆	重水堆
初装料量	低富集铀（t）	75	110	145
	富集度（%）	2.6 ^{235}U	2.2 ^{235}U	天然
	折合天然铀（t）	385	466	145
	分离功（t分离功单位）	225	253	—
年换料量	低富集铀（t）	25	37	140
	富集度（%）	3.3 ^{235}U	2.6 ^{235}U	天然
	折合天然铀（t）	165	190	140
	分离功（t分离功单位）	104	111	—

注：生产1t^{235}U含量为3.3%、2.6%和2.2%的低富集铀，分别需要供应约6.6、5.1t和4.2t天然铀和4.2、3.0t和2.3t分离功单位，同位素分离后剩下的尾料含^{235}U量为0.25%。

铀-钚燃料循环有一次通过、后处理燃料循环和先进燃料循环三种方式。前两种循环方式比较成熟，后一种循环方式处于研发过程中。后两种循环方式均属于核燃料闭式循环方式。

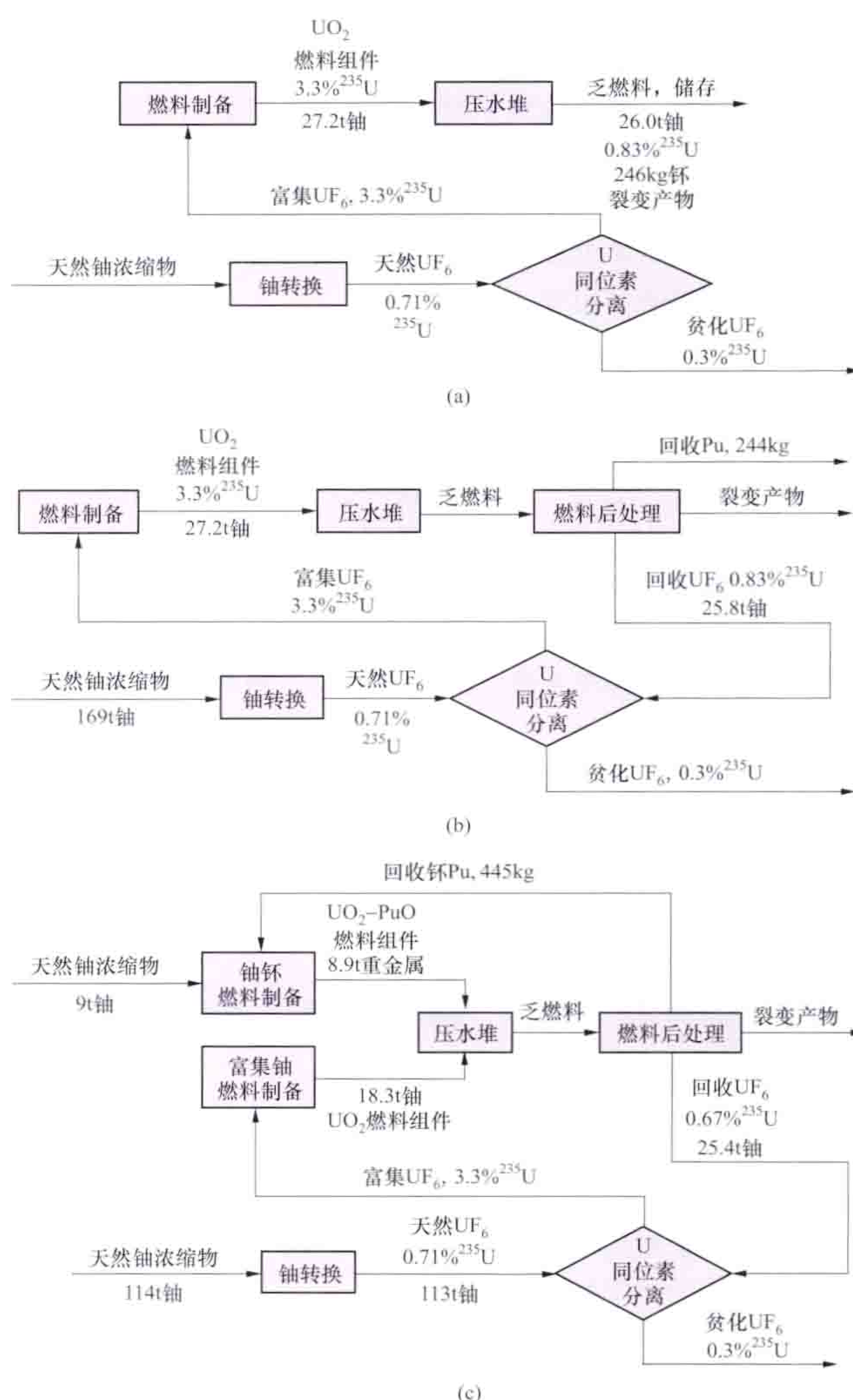


图3 1000MW压水堆燃料循环方式

(a) 一次通过式；(b) 铀复用式；(c) 铀和钚复用式

一次通过循环方式　见图3（a）。不从乏燃料中回收铀、钚，而是将乏燃料作为废物直接进行地质处置的方式。这样天然铀的利用率只有约0.6%。由于乏燃料中包含了所有的放射性核素，要在处置过程中衰变到低于天然铀矿的放射性水平，将需要10万年以上，对环境安全的长期威胁很大。把地质处置库设计为允许回收乏燃料的储存设施（见乏燃料处置），可以保留未来采取核燃料闭式循环的选项，规避了核燃料闭式循环方式存在的不确定性，不失为一种值得考虑的暂时措施。

后处理燃料循环　通过后处理将乏燃料中的U和Pu提取出来进行再循环，以充分利用铀资源，可以有铀复用式、铀和钚复用式两种方式，见图3（b）、（c）。复用经后处理回收的铀、钚，可把天然铀利用率提高约22%。在快中子增殖堆中多次重复使用回收的铀、钚，可使铀的总利用率提高约60倍。后处理所产生的高水平放射性废液经玻璃固化后进行地质处置。由于玻璃固化废物中含有所有的次锕系元素和裂变产物，因此长期放射性危害依然存在。

先进燃料循环　从乏燃料中除了分离U和Pu外，进一

步分离出次锕系元素［如 Np（镎）、Am（镅）、Cm（锔）等］和长寿命裂变产物［如 Tc（锝）、I（碘）等］，将其制成燃料或靶件，利用快中子增殖堆或加速器驱动系统进行嬗变，使之转变成短寿命或稳定核素。这种循环方式中得到的玻璃固化废物存放千年后，其放射性毒性即可降至天然铀矿水平。同时核嬗变过程中所释放的能量也可以利用，进一步提高了铀资源的利用率。

世界上选择一次通过循环方式的国家有瑞典、加拿大和西班牙等，采取核燃料闭式循环方式的国家有法国、英国、俄罗斯、日本、印度和中国等。美国多年来基于核不扩散的政治考虑，曾一直是一次通过循环方式的积极倡议者。但是，美国在 2006 年也正式宣布采用核燃料闭式循环方式。

关键环节 核燃料循环关键环节包括天然铀的勘探与生产、^{235}U 同位素的富集、燃料组件制造、乏燃料后处理等。

天然铀的勘探与生产 见铀矿地质、铀矿开采及铀的提取和精制。

^{235}U 同位素的富集 大规模商业运行的铀浓缩厂集中在法国、德国、荷兰、英国、美国和俄罗斯。法国和美国正在建设新的离心厂。世界铀浓缩能力的供需状况基本平衡。富集的方法主要有扩散法、离心法和高浓铀稀释，在 2007 年扩散法占 25%，离心法占 65%，来自武器高浓铀稀释的占 10%。到 2017 年扩散法将被淘汰，离心法占 95%，高浓铀稀释的占 4%。（见铀同位素的富集）

燃料组件制造 各国轻水堆（LWRS）燃料制造能力如表 3 所示。阿海珐（Areva）公司、GNF（Global Nuclear Fuel）和西屋电气公司（Westinghouse Electric Company）是世界上最大的三个燃料制造公司，其中 GNF 主要从事沸水堆燃料的制造。（见轻水堆燃料组件制造、重水堆燃料棒束制造、快中子增殖堆燃料组件制造和高温气冷堆燃料元件制造）

乏燃料后处理 世界上拥有商业后处理厂的国家有法国（2000t/年）、日本（0.7t/年，新建后处理厂的规模为 800t/年）、俄罗斯（401t/年）、英国（2400t/年）、印度（260t/年）等。世界上已经分离出的钚和铀大约相当于 3 年的天然铀开采量。全世界每年在乏燃料中产生的堆级钚约为 60t，已经产生约 1300t，大部分仍然留存在乏燃料中，总共提取了约 370t，分离出来的钚约有 1/3，制造了约 2000t 的 MOX 燃料，并装入堆内使用。（见乏燃料后处理）

表 3 各国轻水堆燃料制造能力

国家	比利时	巴西	中国	法国	德国	印度	日本	韩国	俄罗斯	西班牙	瑞典	英国	美国	总计
制造能力（t）	700	280	450	1400	650	48	1274	600	1600	300	600	860	3650	12 862

参考书目

В. П. 捷姆利亚努欣，等. 核电站燃料后处理. 黄昌泰，等译. 北京：原子能出版社，1996.

连培生. 原子能工业. 北京：原子能出版社，2002.

李冠兴，武胜. 核燃料. 北京：化学工业出版社，2007.

Uranium 2009: Resources, Productionand Demand, A Joint Report by the OECD Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency, 2010.

heranliao xunhuan chengben

核燃料循环成本 (nuclear fuel cycle cost)

核电厂每生产 1kW·h 电量需花费在核燃料循环方面的费用。核燃料循环成本是核电厂发电成本的重要构成之一，有两种概念，相应有两种计算方法。概念一：核电厂为生产 1kW·h 电量需花费在核燃料循环方面的全部费用。它既包括运行过程中所消耗核燃料的费用，又包括为维持反应堆临界而长期积压在反应堆内的核燃料的费用。前者称为可变燃料成本，后者称为固定燃料成本。核燃料循环成本为可变燃料成本和固定燃料成本之和。概念二：核电厂为生产 1kW·h 电量所消耗的全部核燃料循环费用，即只计入可变燃料成本而不计固定燃料成本。后者一般包括在基本建设投资内，按折旧（或投资回收）费计入发电成本。

平衡循环补充换料核燃料费和可变燃料成本的计算 在核电厂运行过程中，一般经过几个换料周期后，换料循环趋于平衡。整个运行过程中所消耗核燃料的费用，一般都用平衡循环补充换料核燃料费来代表。

概念二的核燃料循环成本（或概念一中的可变燃料成本 C_c）的计算公式为

$$C_c = \frac{\overline{P}\overline{M}}{TE}$$

式中 $\overline{P}$、$\overline{M}$ 分别为平衡循环补充换料的核燃料价格和核燃料量；T 为平衡循环周期，年；E 为平衡循环内平均年供电量。

首炉核燃料费和固定燃料成本的计算 为维持反应堆临界而长期积压在反应堆内的核燃料的费用，一般采用首炉核燃料费减去平衡循环补充换料核燃料费来计算。

首炉核燃料费是首次装载的各种^{235}U 富集度核燃料费用的总和，计算公式为

$$Q = \sum_{i=1}^{n} P_i M_i$$

式中 Q 为首炉核燃料费；P_i、M_i 分别为第 i 种^{235}U 富集度核燃料的价格和核燃料量。

首炉核燃料费中计入基本建设投资的那部分费用 I 为

$$I = Q - \overline{P}\overline{M}$$

概念一中的固定燃料成本 C_f 为

$$C_f = \varepsilon I / E$$

式中 ε 为年折旧率（或资金年回收率）；E 为年供电量。

核燃料价格计算 核燃料价格为单位质量核燃料循环费用，它包括核燃料循环所有环节（天然 U_3O_8 的购置、转化、富集，元件制造，乏燃料后处理，放射性废物处置，回收铀、钚的出售，以及与上述环节相关的运输、储存等）的直接费用和间接费用。

直接费用包括：

（1）天然 U_3O_8 购置费。在计算天然 U_3O_8 购置费时，要考虑 U_3O_8 转化成 UF_6 中的损耗、元件制造中的损耗和铀富集过程中投入原料量与生产量之间的关系。若装入反应

堆核燃料的铀量为 u，则需要购置的天然 U_3O_8 中的铀量 U 为

$$U=u\times\frac{1}{1-f_1}\times\frac{1}{1-f_2}\times\frac{X_P-X_W}{X_F-X_W}$$

式中 X_P、X_F、X_W分别为铀同位素（见核素）分离过程中，产品、原料、尾料中^{235}U 的富集度；f_1、f_2 分别为转化过程和元件制造过程中铀的损耗率。若按单位铀质量计算的天然 U_3O_8的价格为 c_1，则天然 U_3O_8购置费用为 c_1U。

（2）U_3O_8转化成 UF_6的转化费。购置的 U_3O_8通过转化厂全部转化成 UF_6。若每单位进厂铀的转换费为 c_2，则总转化费为 c_2U。

（3）铀富集费。生产单位低富集铀所需的分离功 S 为

$$S=(2X_P-1)\ln\frac{X_P}{1-X_P}+\frac{X_P-X_F}{X_F-X_W}(2X_W-1)$$

$$\times\ln\frac{X_W}{1-X_W}-\frac{X_P-X_W}{X_F-X_W}(2X_P-1)\ln\frac{X_F}{1-X_F}$$

由铀富集工厂提供给元件制造厂的低富集铀量为 $u\dfrac{1}{1-f_2}$，若单位分离功的价格为 c_3，则铀富集费为$c_3u\dfrac{1}{1-f_2}S$。

（4）元件制造费、乏燃料后处理费、运输费、储存费和废物处置费等，按相应的加工量、处理量、运输量、储存量同对应的价格相乘计算。

（5）回收铀、钚的出售。乏燃料经后处理回收的铀和钚，仅当有用户购买时，才能转化为经济收入，所以这个收入只能作为记账收入。

出售回收钚的收入，按单位质量铀的核燃料，经辐照后乏燃料中所含易裂变钚量（扣除后处理损耗的^{239}Pu 和^{241}Pu）乘上裂变钚的价格计算。

出售回收铀的收入，计算比较复杂。设回收铀中^{235}U 的富集度为 X_E，一般高于天然铀中^{235}U 的富集度。出售回收铀的收入应与通过铀富集工厂用天然铀生产同一富集度的铀的费用相等。由铀富集工厂生产 1kg 富集度为 X_E的低富集铀需天然铀$\dfrac{1}{1-f_1}\times\dfrac{X_E-X_W}{X_F-X_W}$，需分离功 S'为

$$S'=(2X_E-1)\ln\frac{X_E}{1-X_E}+\frac{X_F-X_W}{X_F-X_W}(2X_W-1)$$

$$\times\ln\frac{X_W}{1-X_W}-\frac{X_E-X_W}{X_E-X_W}(2X_F-1)\times\ln\frac{X_F}{1-X_F}$$

出售 1kg 回收铀的收入即为

$$(c_1+c_2)\times\frac{1}{1-f_1}\times\frac{X_E-X_W}{X_F-X_W}+c_3S'$$

间接费用包括花费在核燃料循环各环节上的利息、资金报酬、税收及保险等费用。间接费用的计算比较复杂，核燃料循环各环节发生费用的时间，有的在发电前若干年，有的在发电后若干年，涉及的时间长，变化多，又与付款方式有关。

heranliao ziyuan

核燃料资源（nuclear fuel resources） 也称核燃料矿产资源，包括用于裂变核能和聚变核能的燃料资源。聚变核能燃料资源也称热核材料，含氘、氚和锂-6 等。核燃料资源储存在地壳内部或表面，可以开采加工成核燃料或可转换材料的地质作用产物。铀是可以开发利用的核燃料资源；钍作为可转换材料是潜在的核燃料资源。氘，又称重氢，是氢的一种稳定同位素（见核素），它主要存在于海水中，自然界中，氘氢比为 1∶6700；氚是氢的放射性同位素，在自然界中储量甚微；锂-6 是锂的同位素，在天然锂中约占 7.5%。

地壳中的铀 铀在地壳中的平均含量为 2.5×10^{-6}。酸性火成岩中铀的含量最高，平均为 $3.5\times10^{-6}\sim4.75\times10^{-6}$；中性火成岩中次之，为 $1.6\times10^{-6}\sim2.0\times10^{-6}$；基性和超基性火成岩中很低，分别为 $0.5\times10^{-6}\sim0.8\times10^{-6}$ 和 $3\times10^{-9}\sim6\times10^{-9}$。沉积岩石中铀的平均含量变化范围很大，为 $0.45\times10^{-6}\sim8\times10^{-6}$。岩盐、碳酸盐岩和石英砂岩中铀的含量较低，黏土岩、磷块岩和黑色页岩中含量较高。

自然界中铀以 4 价和 6 价两种价态形式存在。4 价铀的离子特征和钍及稀土元素相似，故常与这些元素共生；6 价铀多以铀酰离子 $(UO_2)^{2+}$ 形式存在，可与多种络阴离子形成铀酰络合物或被层状构造矿物所吸附。

铀矿物 世界上已发现的铀矿物有 180 多种，中国已发现的铀矿物约 60 种。重要的工业铀矿物中，4 价的包括晶质铀矿、沥青铀矿、铀黑、铀石和钛铀矿；6 价的包括硅钙铀矿、钙铀云母、铜铀云母、钒钙铀矿和钾钒铀矿等。中国发现的新铀矿物有芙蓉铀矿、湘江铀矿、斜方钛铀矿、腾冲铀矿和盈江铀矿等。

铀矿床地质类型 国际原子能机构顾问委员会会议根据矿床产出的地质背景把铀矿床划分为不整合面型、砂岩型、石英卵石砾岩型、脉型、角砾杂岩型、侵入岩型、磷块岩型、塌陷角砾岩筒型、火山岩型、表生型、交代岩型、褐煤（煤岩）型、黑色页岩型、变质岩型和其他类型等 15 种主要类型。这个分类一直为铀矿地质界沿用。在铀资源和铀生产中最重要的是不整合面型和砂岩型铀矿床。迄今为止，世界上仅发现南澳大利亚的奥林匹克坝一处角砾杂岩型铀矿床。中国以含矿主岩的岩性进行分类，可分为花岗岩型、砂岩型、火山岩型、碳硅泥岩型、碳酸盐岩型、煤岩型、磷块岩型、伟晶白岗岩型、混合岩型、石英岩型等，并以前四种为主；按成因进行分类，可分为岩浆岩型、热液型、沉积成岩型和沉积后生改造型等。

不整合面型铀矿床 主要见于加拿大萨斯卡切温省的阿萨巴斯卡盆地地区和澳大利亚北部的阿利盖特河地区。矿床产于早元古代的石墨片岩中，因受太古界和下元古界之间的不整合面的控制而得名。这类矿床以矿石的品位高和资源量大为主要特点。加拿大的雪茄湖已探明平均品位达 16%U 的储量为 8.82 万 t。阿萨巴斯卡盆地地区其他的不整合面型铀矿床的品位也多在 2%～5%，该区探明的总储量达 43.9 万 t。加拿大生产的铀绝大部分采自这类铀矿床。澳大利亚北部地区也发现了若干不整合面型铀矿床，其总探明储量达到 30.6 万 t，但矿石的品位较低，一般为 0.2%～0.3%。

砂岩型铀矿床 形成于中新生代沉积盆地的陆相至滨海相河流和三角洲砂体中。已知具有重要砂岩型铀矿床的国家是哈萨克斯坦、乌兹别克斯坦、美国、尼日尔、蒙古和俄罗斯等。20 世纪 60 年代末，苏联和美国先后成功地开发了非传统的地下浸出采铀技术，使某些砂岩型铀矿床的开采成本

大幅度下降，从而使某些原先非经济和次经济的砂岩铀资源转变为经济可采的铀资源。这类铀矿床称为可地浸砂岩铀资源。其特点是矿石的品位虽低（一般为0.02%～0.05%U），但资源量巨大。哈萨克斯坦的英凯和布琼诺夫矿床的铀资源量都在30万t以上。可地浸砂岩型铀矿床是当前唯一能在生产成本上与不整合面型铀矿床竞争的铀矿床类型。

角砾杂岩型铀矿床　矿床形成于中元古代的角砾杂岩中，为铜-铀-金-银综合矿床。截至2008年6月，奥林匹克坝矿床回收成本小于80美元/kgU的可靠资源为88.44万t，其平均品位为0.28kg/tU_3O_8。

其他的铀矿床多半只具有局部的地区意义，如捷克和法国的花岗岩中的脉型铀矿床，南非和加拿大的石英卵石砾岩型铀矿床，美国的塌陷角砾岩筒型铀矿床，乌克兰和巴西的交代岩型铀矿床，俄罗斯和哈萨克斯坦北部的火山岩型铀矿床，澳大利亚西部的表生型铀矿床，纳米比亚的侵入岩型铀矿床和德国的黑色页岩型铀矿床等。这些铀矿床因铀生产成本无法与不整合面型和可地浸砂岩型铀矿床相竞争而不再成为世界各国的主要找矿目标。

铀资源的分级　国际上历来多采用按生产成本分类、按地质置信度分级的二维系统。经济合作与发展组织核能机构和国际原子能机构把铀资源划分为可靠资源、Ⅰ类估计附加资源、Ⅱ类估计附加资源和推测资源4个地质可信度逐渐降低的级别；2009年经济合作与发展组织核能机构（OECD/NEA）和国际原子能机构（IAEA）出版的红皮书《铀2009：资源、生产和需求》一书中指出：将可靠资源和推断资源（旧称EAR-Ⅰ）统称为已查明常规铀资源，将预测资源和推测资源统称为待查明铀资源；按其生产成本划分为小于40美元/kg、小于80美元/kg、小于130美元/kg和小于260美元/kg 4个级别。此外，还引入了原地资源和可回收资源的概念。可回收资源是指可采矿石中回收的铀量，其中已扣除了预计的采矿和矿石加工的损失量；原地资源是指未考虑采矿和矿石加工损失的可回收资源。

中国国家标准《固体矿产资源/储量分类》对包括铀在内的固体矿产资源按其地质可靠程度划分为探明的、控制的、推断的和预测的4个级别；同时根据资源的经济意义划分为经济的、边际经济的、次边际经济的和内蕴经济的4类。

世界铀资源　截至2009年1月1日，世界上已查明铀资源中回收成本低于130美元/kg的铀资源为540.4万t，回收成本低于260美元/kg的铀资源为630.6万t；待查明的铀资源为1040万t。世界上已查明铀资源较为丰富的国家有澳大利亚、哈萨克斯坦、俄罗斯、加拿大、纳米比亚、巴西、南非、美国、尼日尔、乌兹别克斯坦等。表中所示为根据2009年核电状况估算的铀资源可利用年限。

铀资源可利用年限

项　目	探明常规铀资源	全部常规铀资源	加上非常规铀资源
现有堆型和燃料循环	100	300	700
快堆和先进燃料循环	>3000	>9000	>21 000

注：根据2009年核电状况估算。

世界铀生产　根据世界核协会的报道，2010年世界天然铀的总产量为5.37万t。主要天然铀生产国有哈萨克斯坦、加拿大、澳大利亚、纳米比亚、尼日尔、俄罗斯、乌兹别克斯坦、美国等。天然铀的生产有露天开采、地下开采、地浸、堆浸、就地浸出及共产品/副产品等方式，其中地浸生产的天然铀产量占世界总产量的42%；Cameco、Areva、Kazatomprom等十大铀业公司生产的天然铀，占据了世界天然铀生产的绝大部分份额。

世界钍资源　钍在地壳中的平均含量为10×10^{-6}～13×10^{-6}。钍在酸性和碱性火成岩中的含量偏高，可达20×10^{-6}～30×10^{-6}，基性和超基性火成岩及沉积碳酸盐岩中偏低，仅3×10^{-6}～5×10^{-6}。钍在自然界主要以4价状态存在于钍矿物和含钍矿物中。重要的钍矿物有钍石、方钍石、钍钛铀矿；而重要的含钍矿物有独居石、锆石、褐钇铌矿、氟碳铈镧矿、烧绿石，以及其他铀、钛、铌钽和稀土矿物。

世界已查明小于80美元/kg的钍资源量（包括可靠资源和推断资源）最多的国家是澳大利亚、美国、土耳其、印度、巴西、委内瑞拉、挪威和埃及。主要钍矿床类型有碳酸岩型、砂矿型、脉型、碱性岩型和其他类型。中国的钍资源主要集中在高温热液稀土矿床中的钍和碱性岩中的铀-钍-稀土矿床。

由于钍往往是铀或稀土的副产品，因此钍的产量主要取决于铀、稀土、钽、锆矿的需求情况。

heshanbian

核嬗变

（nuclear transmutation）　在核反应装置（反应堆、加速器等）上，主要通过与中子的各种核反应实现核素转化的过程。在核电厂卸出的乏燃料中，含有一定数量的次量锕系核素（MA）和多种长寿命的裂变产物（LLFP），如^{238}Pu、^{239}Pu、^{240}Pu、^{241}Pu、^{242}Pu、^{237}Np、^{241}Am、^{243}Am等。由于MA和LLFP的化学毒性和非常长的放射性半衰期，它们构成了对生物圈有潜在危害的核废料。随着核能的开发利用，其积累量将不断增加。对它们的妥善处置直接影响核能的可持续发展。在核废料核素的最终处置中，核嬗变则专指用裂变反应转化钚和次量锕系核素（MA）的过程。

在核废料核素最终处置中，核嬗变包括两个重要步骤：

（1）把可裂变核素（铀或钍）利用过程中产生的有放射性毒性的核素（TRU，特别是MA）嬗变为短寿期或长寿命裂变产物，通常指嬗变MA。

（2）把长寿命裂变产物（LLFP），特别是危险较大的长寿命裂变产物嬗变为可以接受的短寿命核素，通常指嬗变LLFP。

核废料嬗变速度与核素自身的性质和中子场参数（中子能谱和中子注量率水平）有关。长寿命裂变产物的嬗变主要依靠提高热中子注量率水平。由于MA的裂变（n，f）反应中具有下阈值裂变反应，因此要求嬗变中子场中子能谱中0.5MeV以上的中子占多数，例如占70%。由于快中子动力堆中子能谱中有相当比例的0.5MeV以上的中子，在运行过程中将嬗变掉一部分MA，因此快中子动力堆比热中子动力堆更有利于MA和LLFP的嬗变。

自20世纪90年代中期以来，国际核科技界已有共识，

认为最可能取得实际应用的途径是利用中能强流质子加速器驱动快中子次临界反应堆（ADS）系统来嬗变核废料中的MA。ADS的概念研究正在开展之中，与工程实践相关的研究也已取得明显进展，预计在21世纪最终处置核废料的嬗变站有可能问世。

hesheshi

核设施

（nuclear installation） 以需要考虑核安全问题的规模生产、加工或操作放射性物质或易裂变材料的设施［包括相关的场地、构（建）筑物和设备］。在不同的应用领域，核设施的具体含义可能有所不同。

在《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》中，明确的核设施包括：①核动力厂（核电厂、核热电厂、核供热供汽厂等）；②核动力厂以外的其他反应堆（研究堆、实验堆、临界装置等）；③核燃料生产、加工、储存及后处理设施；④放射性废物的处理和处置设施；⑤其他需要严格监督管理的核设施。

核安全是核设施的突出问题。民用核设施的选址、设计、建造、运行和退役必须贯彻安全第一的方针；必须有足够的措施保证质量，保证安全运行，预防核事故，限制可能产生的有害影响；必须保障工作人员、公众和环境不致遭到超过国家规定限值的辐射照射和污染，并将辐射照射和污染减至合理可行尽量低的水平。

中国国家核安全局负责对全国民用核设施安全实施统一监督，独立行使核安全监督权。对民用核设施的选址、设计、建造、运行和退役，实施全过程监督，实行许可证制度，在核设施集中的地区设立派出机构，实施核安全日常监督。（见核安全监管）

在大规模利用核能，特别是发展核电的过程中，曾发生过一些核事故，尤其是三里岛核电厂事故、切尔诺贝利核电厂事故及福岛核电厂事故，造成了巨大损失和社会影响。各国都对核事故，特别是可能发生的核电厂严重事故非常重视，开展了大规模研究工作，建立了应对体系。中国也非常重视核事故的预防和管理工作。国务院于1993年8月4日发布了《核电厂核事故应急管理条例》，明确核电厂核事故应急管理的“常备不懈，积极兼容，统一指挥，大力协同，保护公众，保护环境”方针，逐步建立和完善了国家、地方政府及核设施营运单位的三级应急管理体制。（见核事故应急管理）

heshigu changwai yingji cuoshi

核事故场外应急措施

（off-site emergency measures for nuclear accident） 为控制核事故的发展、减轻和缓解事故后果、保护工作人员和公众的健康与安全、保护环境而由核电厂场外应急组织采取的各种应急处理办法。通常，根据核电厂营运单位的建议及应急监测与事故后果评价结果，按应急计划程序，由地方政府应急组织统一指挥，有组织、有计划地实施这些措施。核事故场外应急措施主要包括应急监测、事故后果评价、应急通信与报警，以及保护公众的防护措施（隐蔽、服碘、撤离、食物及水源控制、交通管制、医学救护等）等，也包括必要时对营运单位提供的应急支援行动。

应急监测　事故时，应利用原有的监测系统对核电厂及周围环境的放射性水平加强监测，同时根据事故特点及环境、气象条件，派出应急监测人员，通过车载、船载监测或航空测量等各种方法，对受事故影响地区的放射性水平，包括外照射剂量率、地面沉积污染，以及空气、水等各种环境介质的放射性水平进行应急监测，为事故后果评价和防护行动决策提供依据。

事故后果评价　事故时，根据对事故发展过程的分析与应急监测结果，对事故产生的对公众和环境的影响及发展趋势所做的快速评价。后果评价为适时采取应急措施提供了科学依据。后果评价时要根据实际监测结果（如大气中的放射性水平、地表污染测量及必要的核素分析）、所了解的事故机制、核电厂环境条件及实时和预测的气象资料，利用一定的计算设备，计算出周围一定范围内的放射性水平分布及其发展趋势。

应急通信与报警　事故发生后，核电厂营运单位需根据事故性质、严重程度、应急状态等情况，按应急计划中规定的程序，向主管部门、地方政府、监督部门及其他有关单位报告事故情况。各部门间要随时联系，应急指挥部和各应急行动组间更要有可靠、迅速的联系手段。因此要建立迅速可靠的应急通信系统，应急通信手段要多样化并有足够的备用。

在核电厂及其应急计划区（主要是指烟羽应急计划区）内需建立事故应急报警系统，以便保证能使进入应急状态的命令及时通知到工作人员及有关公众。报警时可以利用电视、广播、鸣笛等方式，并需事先使工作人员及公众熟悉报警方式及有关信号（如鸣笛方式等），以便正确了解应急状态及应急指挥部要求采取的应急防护行动。

隐蔽　事故早期，为防止放射性烟云的照射，根据干预水平（见核事故应急管理），部分烟羽应急计划区内的公众应实施隐蔽，即留在室内、关闭门窗及通风系统，有条件的应进入地下室。

隐蔽的效果取决于建筑物的屏蔽程度和密封性能。某些居民住宅及商业建筑物能够减少一个数量级的外照射剂量。在事故早期1～2h内，这种隐蔽还可减少一个数量级甚至更多的吸入剂量。但敞开式建筑物或轻型建筑物，屏蔽和密封性能很差，则起不到有效的防护作用。

隐蔽只能部分减少可能接受的剂量，仅适用于事故早期，特别是预计剂量不大而建筑物屏蔽效果又较好的情况。如事故较严重且预计持续时间可能较长，则应适时安排撤离。

服碘　核电厂发生严重事故时，核燃料元件破损，裂变产物等放射性核素外泄，其中包括放射性碘（^{131}I、^{133}I等）。碘极易被人体吸收并主要蓄积于甲状腺。但甲状腺吸收碘的容量是有限的，为此人们可在事故早期及时服用放射性阻断药物，即稳定性碘，使甲状腺对碘的吸收达到饱和，这样就可大大减少对放射性碘同位素（见核素）的吸收，从而达到降低体内剂量的目的。

服用稳定性碘对防止吸入及食入放射性碘都有效。在摄入放射性碘前6h或稍短时间服用，防护效果几乎可达100%；在已开始吸入放射性碘时服用稳定性碘，效果约为90%；如果在吸入后6h服用，其效果约为50%。

撤离　当事故严重时，环境放射性水平持续较高并已达到或预计将达到相应于撤离行动的干预水平，就需考虑适时撤离核电厂周围一定范围内的居民。一般多根据当时事故及气象条件，将烟羽应急计划区内区及下风向一定角度扇形区内的居民撤离。烟羽应急计划区内其他居民仍可用服碘、隐蔽等方式达到有效防护的目的。

核电厂附近居民点较少且人数不多，在早期实施撤离是切实可行的办法。但厂址附近人口较密，则撤离公众将是一项规模很大、执行难度也较大的应急行动，不但会有很大的社会影响和付出可观的经济代价，而且撤离行动本身也可能造成一些意外损失（如因交通事故造成的伤亡）。

撤离人员的时机须选择适当。如正值烟羽经过，则进行公众的集中和撤离活动本身就会造成人员的过量辐照。因此应根据监测及应急评价结果，对撤离居民的范围、时间及路线等做出最佳的选择。在作应急准备时，就要考虑到撤离人员的数量、路线、交通工具、临时居住所等因素，并对食品、水源、医药供应等做好相应的安排。

食物及水源控制　事故中，食物（如牛奶、蔬菜、水产品、肉类、水果等）、水源（如河流、湖泊、水库、地下水等）受到污染并达到相应的干预水平时，就要考虑是否应采取措施实施对食物及水源的控制。在应急准备中，要对在食物及水源控制情况下所能采取的、切实可行的替代和补救措施予以充分的考虑。

交通管制　对进出严重污染区域或由于放射性烟羽正值经过，而造成放射性水平较高地区的人员和车辆进行控制，以保护工作人员和公众，降低集体剂量，防止污染扩散。在实施交通管制时，严禁无关人员及车辆进入严重污染区，过路人员及车辆可以按规定路线绕行。对从严重污染区撤离出的人员要认真实施沾污检查，并设置人员冲洗（淋浴）室及更衣室。对撤离出的车辆、器材，要认真检测及洗消。此外，在执行撤离人员、应急抢救、工程抢险等任务时，为保证应急工作人员及车辆的顺利通行，防止发生混乱及交通事故，也需实施必要的交通管制。

医学救护　发生核事故时，除因火灾及机械损伤等原因造成的伤亡外，还可能有一些遭受过量辐照的伤员。在核电厂营运单位及地方政府的应急计划中都必须根据这个特点，做好相应的医学救护准备。核事故下抢救伤员时，除采取常规的医学应急处置措施外，重要的是尽快判明伤员所受的剂量，以便将伤员分送不同级别的医疗单位进一步治疗。

应急支援行动　在核电厂事故应急处置过程中，营运单位要尽可能采取一切措施，确保核设施、特别是反应堆的安全。因此，核电厂营运单位要根据事故的具体情况，采取相应的应急处置措施，包括必要时的应急抢险措施。在很多情况下，核电厂营运单位需要场外应急组织能提供必要的支援。特别是在消防、保卫、人员撤离、医学救护，以及补充提供某些为工程抢险急需的特种物质和器材等方面，场外应急组织的支援往往是非常必要的。三里岛核电厂事故、切尔诺贝利核电厂事故及福岛核电厂事故的应急响应过程都证明了这一点。

参考书目

施仲齐．核或辐射应急的准备与响应．北京：原子能出版社，2010.

heshiguhou huifu cuoshi

核事故后恢复措施

（recovery measures after a nuclear accident）　核电厂事故终止后，为消除事故后果、恢复正常生产和生活秩序而采取的各项行动。核电厂发生事故后，通过各种应急操作或工程补救措施，已确保反应堆处于安全状态，放射性物质的事故排放已经终止或得到有效控制，核电厂周围环境大气中的放射性水平已降低到允许水平以下，事故的危急期已经过去，即可根据全面监测结果，按规定程序宣布应急状态终止，并随即进入事故后的恢复期。恢复期中采取的恢复措施主要包括环境监测与去污、核设施的安全核查和检修、正常生活秩序的恢复、受照人员的医学治疗与跟踪等。

环境监测与去污　事故可能造成厂区及周围环境的放射性污染。这种污染会由于衰变、大气扩散、雨水冲洗等而逐渐减弱。由于污染程度及各种条件（如放射性核素的半衰期）的不同，这个过程也可能持续很长时间。因此，应急状态终止后，仍需对厂区及周围环境进行监测，必要时需对污染严重的局部区域和物品，采取适当去污措施。

如果发生严重核事故，造成放射性物质大量释放，则环境放射性污染的监测、去污及恢复将是一项长期而艰巨的任务。切尔诺贝利核电厂事故和福岛核电厂事故都证明了这一点。

核设施的安全核查和检修　事故后要全面核查核设施（特别是反应堆）在事故中的损坏情况，特别是要认真检查反应堆控制与保护系统、专设安全设施、一回路监测系统等，并要论证机组是否仍具有充分的安全性。安全论证及技术经济分析表明机组修复是可能的和合理的，则应制订周密的检修计划。论证结果表明机组已无法修复或在经济上不合理，则应论证需采取的处置措施。事故过程中，核电厂核安全设施的功能受到影响或其功能变得不确定，则该机组的重新起动须经国家核安全监管部门的批准。

正常生活秩序的恢复　当事故已终止，污染区域的去污工作已完成时，即可逐步解除事故中临时规定的各种限制，逐步恢复正常的生活秩序，其中包括：①当水源、食品中的放射性水平已符合国家标准时，即可解除对食物及水源的管制。②当污染区域去污工作已完成，放射性水平已低于国家标准时，即可解除交通管制，撤离的居民可以搬回原住宅。在某些特殊情况下，局部地区污染严重，预计某些居民在相当长时间内不能搬回原住址，则需做永久性的搬迁安排。③逐步恢复商业、公共事业等部门的正常活动。

医学治疗与跟踪　对受照人员的治疗可能需很长时间，特别是重度放射性损伤及有严重体内污染的人员，必须精心安排其医学治疗及护理。要建立所有事故中受到异常照射的人员的保健及医学档案，并根据具体情况，进行必要的医学跟踪。对某些特殊人员可能需给出合理的医学建议。

Heshigu huo Fushe Jinji Qingkuang Yuanzhu Gongyue

《核事故或辐射紧急情况援助公约》

（*Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency*）　一项有关核事故预防措施的国际公约。于1986年9月26日在维也纳国际原子能机构大会特别会议上通过，1987年2月26日生效。截至2011年

11 月底，共有 108 个缔约国。

苏联发生的切尔诺贝利核电厂事故，使人们意识到在严重核事故情况下相互提供援助的必要性。于是，在国际原子能机构主持下，在制订《及早通报核事故公约》的同时制订了本公约。其目的在于建立一种发生核事故或辐射紧急情况时能迅速提供援助的国际机制，以尽量减轻事故的后果，并保护生命、财产和环境免受放射性释放的影响。

《核事故或辐射紧急情况援助公约》的主要规定是：在发生核事故或辐射紧急情况时，若一缔约国需要援助，不论此事故是否发生于其领土，均可直接向其他缔约国、国际原子能机构或酌情向其他政府间国际组织请求援助。请求国应详细说明所需援助的范围、种类和必需的有关情况。收到此请求的缔约国应立即决定并通知请求方其能否提供以及可能提供的援助范围和条件。任何缔约国均可请求对受事故影响的人员进行医疗或要求在另一缔约国领土内暂时安置。国际原子能机构接到这种援助请求时，应迅速了解有此资源的国家或国际组织，并向其传递此请求。各缔约国均应建立提出和接受此援助请求的应急联络点并通知国际原子能机构，此类联络点和国际原子能机构的联络中心应随时处于工作状态。该公约还对援助的指导和管理、费用的偿还、豁免和便利以及国际原子能机构的职责等做了规定。

中国于 1986 年 9 月 26 日签署本公约，1987 年 9 月 10 日交存了批准书，同年 10 月 11 日对中国生效。

heshigu yingji cuoshi

核事故应急措施

（nuclear accident emergency measures） 为控制核事故的发展、减轻和缓解事故后果、保护工作人员和公众的健康与安全、保护环境而采取的各种应急处理措施。也称应急响应行动。应急措施按实施主体分为核事故场外应急措施（由地方政府应急组织指挥和实施）和核事故场内应急措施（由核电厂营运单位指挥和实施）。

场外应急措施的主要目的是保护公众和环境，必要时对核电厂营运单位的场内应急措施给予支援。核事故场内应急措施的主要目的是确保反应堆安全、避免或减少放射性物质的释放、保护场区人员安全。场内主要措施包括应急状态判断、事故状况分析控制与工程补救措施、应急监测与评价、应急通信与报警、场内人员隐蔽与撤离、出入口控制、医学救护等。

应急状态判断　核电厂一旦发生意外事故或事件，首先要根据应急计划中明确的应急行动水平判断是否应进入应急状态及应进入哪一级应急状态，并按应急计划规定起动相关应急组织。

应急行动水平是根据核电厂厂址特征和设计特点，对应于某个应急初始条件预先确定的、该核电厂及其厂址特有的、可观察的阈值或判据。通常，将初始条件及应急行动水平按其应用方式或条件分为几个识别类。最常见的是分为辐射水平和放射性流出物排放异常、裂变产物屏障降级、影响核电厂安全的灾害和其他事件、系统故障等四类。应急计划中明确了不同识别类、不同应急状态下应急组织的起动范围、起动方式及应采用的应急执行程序等。

事故状态分析控制与工程补救措施　核电厂事故期间最关键的环节是确保反应堆安全、避免或减少放射性物质的释放，因此必须对事故的原因、发生及发展过程有清晰的了解。核电厂应事先预计各种可能的事故工况，制定相应的应急操作规程，确保事故时能使反应堆安全停闭、持续冷却并被保持在安全状态。所有运行人员对应急操作规程应十分熟悉，并经过必要的操作训练。

事故时可能出现一些意想不到的情况，往往需根据反应堆事故工况分析及工程抢险的需要而采取一些特殊的缓解措施或工程补救措施。必要时需要人力操作某些关键阀门或其他机械，进入有一定放射性危险的区域扑灭火灾，为避免更大事故发生而采取一些有控制的卸压排放措施等。

应急监测与评价　事故时，首先要加强对核设施，特别是反应堆状况的监测，同时要利用已有的监测系统对核电厂及周围环境的放射性水平加强监测。必要时，还要根据事故特点及环境、气象条件，派出应急监测人员，对有代表性的事故影响地点及关键核素作应急监测（见图）。根据对事故发展过程的分析与应急监测结果，对事故的环境影响及发展趋势做快速评价，为采取应急措施提供科学依据。这些也是运营单位应急组织向地方政府应急组织提出保护公众的防护行动建议的技术基础。


现场辐射监测

应急通信与报警　事故发生后，核电厂营运单位需根据事故性质、严重程度、应急状态等情况，按应急计划中规定的程序，向上级单位、主管部门、地方政府、监管部门及其他有关单位报告事故情况。应急指挥部和各应急行动组间更要有可靠、迅速的联系手段。因此要建立迅速可靠的应急通信系统，应急通信手段要多样化并有足够的备用。

在核电厂场内需建立事故应急报警系统，以便保证能使进入应急状态的命令及时通知到工作人员及有关人员。报警时可以利用各种可能的手段，如电话、广播、鸣笛、显示牌等，并需事先使工作人员及场内所有人员熟悉报警方式及有关信号（如鸣笛方式等），以便正确了解应急状态及应急指挥部要求采取的应急防护行动。

场内人员隐蔽与撤离　事故虽然有少量放射性物质释放或可能释放，但情况并不严重、放射性物质释放量不大，在场内的工作人员及其他人员（如参观人员、培训学员等）可实施隐蔽，即留在室内，关闭门窗及通风系统，有条件的应进入地下室。如果放射性物质释放量较大，预计场内人员接受剂量可能达到相应干预水平，则应安排场内非应急人员的撤离。

场区出入口控制　核电厂一旦进入应急状态，特别是进入场区应急以上应急状态时，通常要实施对场内各出入口的控制，防止应急无关人员（如参观人员、培训学员等）的进入，确保场区非应急人员的有序撤离、应急人员及时就位及外来应急支援人员（如消防人员、医学救护人员等）和物资

的进入。

医学救护　核事故下，除因火灾及机械损伤等原因造成的伤亡外，还可能有一些遭受过量辐照的伤员。在核电厂营运单位的应急计划中必须根据这个特点，做好相应的医学救护准备。核电厂要事先准备一定数量的稳定性碘片，必要时，应急人员及隐蔽等待撤离的人员可提前服用。

虽然核电厂严重事故极少发生，但由于其后果严重，影响巨大，因此，各国对核电厂事故应急措施的研究十分重视。研究的重点是：①核电厂严重事故机理及源项研究，提高核电厂的固有安全性，以便为更有效地防止发生事故和控制事故发展提供技术依据；②建立和完善事故监测及应急评价系统，采用更先进的设备和计算模型，提高应急评价及预测的准确性，为决策应急行动提供科学依据；③对各种应急行动进一步进行代价-利益分析；④研究核电厂事故工程补救措施及工程抢险技术，包括研制适用于核事故工程抢险用的机器人等；⑤辐照损伤的快速鉴别和诊断技术；⑥严重放射性损伤病人的抢救和治疗。

heshigu yingji guanli

核事故应急管理

(nuclear accident emergency management)　为最大限度地控制核事故的发展，减轻和缓解事故后果，保障工作人员和公众的健康与安全，保护环境而采取的核事故对策、应急准备、应急措施及事故后恢复行动的管理活动。主要包括制定应急法规标准、建立应急管理体制、保持应急响应能力、组织应急响应行动及事故后恢复行动。

各国在大规模应用核能，特别是在发展核能发电的同时，对核事故的可能性及其后果、应采取的应急措施等做了大量研究工作。国际原子能机构在总结和推广核事故应急管理经验方面也做了大量工作。1969年，国际原子能机构在其32号出版物中就比较全面地论述了核事故应急计划的基本要求，以后又陆续发布了一系列有关文件，包括《营运单位（许可证持有者）对核电厂事故的应急准备》《公众当局对核电厂事故的应急准备》等。

1986年4月26日发生切尔诺贝利核电厂事故后，国际原子能机构于同年9月通过《及早通报核事故公约》及《核事故或辐射紧急情况援助公约》，以促进核事故应急方面的国际合作。中国政府于1987年4月16日签署了这两个公约。

应急法规标准　核事故应急管理是影响面大、涉及部门多、技术性及政策性都很强的工作。国家必须制定相应法规标准，以明确对应急干预水平、应急计划区的划分、应急状态分级、应急计划与准备等方面的要求。中国已颁布的《民用核设施安全监督管理条例》《核电厂核事故应急管理条例》及相应的实施细则、导则，对核电厂应急管理工作做了明确的规定。

应急干预水平　在发生并不严重的事故时，虽有少量放射性物质排放，但对工作人员和公众的健康实际上没有什么影响或影响甚微。这时，采取涉及公众的大规模应急干预行动显然是不必要的。为此，各国政府一般都规定或推荐了干预水平，即规定只有当事故造成或预计造成的放射性影响达到一定程度时，对公众采取应急防护行动才是必要的。

《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》中规定了中国在核或辐射应急中采用的干预准则，并提出了一系列通用干预水平，见表1～表3。

表1　为紧急防护措施推荐的通用干预水平

防护行动	通用干预水平（由防护行动可避免的剂量）
隐蔽	10mSv（两天内）
撤离	50mSv（一周内）
碘预防	100mGy（指甲状腺的可防止的待积吸收剂量）

表2　为临时性避迁和永久性再定居推荐的通用干预水平

防护行动	可　避　免　剂　量
临时性避迁	第一个月 30mSv
	随后的某一个月 10mSv
永久性再定居	寿期内 1Sv

表3　食物通用干预水平推荐值

放射性核素	推荐值（kBq/kg）	
	作为普通消费的食物	牛奶、婴儿食物和饮水
^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{103}Ru, ^{106}Ru, ^{89}Sr	1	1
^{131}I		0.1
^{90}Sr	0.1	
^{241}Am, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu	0.01	0.001

应急计划区的划分　见核事故应急计划区。

应急状态分级　根据核电厂事故的严重程度，特别是对环境影响的严重程度，将应急状态分为若干等级，以便于更有针对性地采取应急措施。中国采用应急待命、厂房应急、场区应急、场外应急（总体应急）的四级分类法。

应急计划与准备　中国和大多数核电国家，均以法规形式要求制订为防止发生和缓解核电厂事故后果的应急计划。其中包括核电厂营运单位的厂内应急计划、所在地地方政府的场外应急计划及国家级的应急计划，并明确了审批程序。（见核事故应急计划与准备）

应急管理体制　中国对核电厂事故应急工作实施国家，地方（省、直辖市、自治区）及核电厂营运单位的三级管理。

国家核事故应急管理机构　全国核事故应急管理工作由国务院指定的机构负责，其主要职责是：①拟定国家核事故应急工作政策；②统一协调国务院有关部门、军队和地方人民政府的核事故应急工作；③组织制订和实施国家核事故应急计划，审查批准厂外核事故应急计划；④适时批准进入和终止场外应急状态；⑤提出实施核事故应急响应行动的建议；⑥审查批准核事故公报、国际通报，提出请求国际援助的方案。必要时，由国务院领导、组织、协调全国的核事故应急工作。

地方核事故应急管理机构　由核电厂所在省、自治区、直辖市人民政府指定的部门负责本行政区域内的核事故应急管理工作。其主要职责是：①执行国家核事故应急工作的法规和政策；②组织制订场外核事故应急计划，做好核事故应急准备工作；③统一指挥场外核事故应急响应行动；④组织支援核事故应急响应行动；⑤及时向相邻的省、自治区、直辖市通报核事故的情况。必要时，由省、自治区、直辖市人民政府领导、组织、协调本行政区域内的核事故应急工作。

核电厂营运单位应急管理机构　核电厂的核事故应急机构的主要职责是：①执行国家核事故应急工作的法规和政策；②制订厂内核事故应急计划，做好核事故应急准备工作；③确定核事故应急状态等级，统一指挥本单位的核事故应急行动；④及时向上级主管部门、国家核安全监管机构和省级人民政府指定的部门报告事故情况，提出进入场外应急状态和采取应急防护措施的建议；⑤协助和配合省级人民政府指定的部门做好核事故应急工作。

应急响应能力的保持　核电厂发生事故的概率很低，但具有突发性，因此，应急准备必须常备不懈，以确保应急响应的及时、有效。这至少包括以下几方面工作：①应急计划及相关文件的修订与完善。各级应急计划都要不断更新。根据法规要求的新进展、核电厂设施的改进与更新、运行经验反馈及历次核事故应急演习中暴露的问题，对应急计划的相关内容进行修订、完善。相应法规对各级应急计划的定期修订都有明确规定，相关的应急执行程序等具体操作文件则应根据实际情况随时修订。应急管理人员要经常检查各岗位应用文件，确保其有效性。②相关人员的培训。本着“常备不懈、积极兼容”的原则，在各级应急组织中，真正的专职应急人员并不多，绝大多数人员平时都在各自岗位正常工作，进入应急状态、应急组织起动后才执行应急任务。因此，必须制定相应的培训计划，明确各级、各岗位应急人员的培训制度。③应急设施、设备与器材的维护。有些应急设施、设备与器材是应急专用的，可能长期不用，但应保持其处于随时可用状态。因此必须制定专门的维护、检查制度，以确保应急设施、设备与器材的良好状态。④不同规模的应急演习（见图）。应急演习是检验应急响应能力的有效手段。各级应急组织都要制定应急演习计划，按要求进行各种规模、各种形式的应急演习，以检验应急响应能力，找出应急准备的不足并加以改进。为确保应急演习的检验效果，应急演习的情节设计应合理，参演人员事先不能知道情景设计。应急演习中暴露的问题要及时分析，总结经验，必要时修订应急计划及相关文件。





核电厂核事故应急演习

应急响应行动的组织　见核事故应急措施。

事故后恢复行动　见核事故后恢复措施。

heshigu yingji jihuaqu

核事故应急计划区

（nuclear accident emergency planning zone，EPZ）　在核设施周围建立的，制定有核事故应急计划，并预计采取核事故应急对策和应急防护措施的区域。核事故应急计划区分为烟羽应急计划区和食入应急计划区。烟羽应急计划区针对放射性烟羽产生的直接外照射、吸入内照射和沉积外照射；食入应急计划区针对摄入被事故释放的放射性核素污染的食物和水而产生的内照射。

核事故应急计划区划分的目的是在该区域内进行相应的应急准备，在应急干预的情况下便于迅速组织有效的应急响应行动，最大限度地降低事故对公众和环境可能产生的影响。

核事故应急计划区的确定，既要考虑核电厂设计基准事故，也要考虑核电厂严重事故，使所进行的应急准备能应对严重程度不同的事故后果。同时，还应考虑核设施周围的具体环境特征（地形、行政区划边界、人口分布、交通和通信）、社会经济状况和公众心理等因素。因此，核事故应急计划区不要求一定是圆形，可以依据场址特征和周围行政管辖情况等决定实际的形状，使划定的核事故应急计划区实际边界符合当地的实际情况，便于进行应急准备和应急响应。

核事故应急计划区和实际应急响应区域可能是不同的，在多数事故情况下，需要采取应急响应行动的区域可能只限于应急计划区的一部分，但在发生严重核事故的极个别情况下，有可能需要在应急计划区之外的区域采取应急响应行动。三里岛核电厂事故、切尔诺贝利核电厂事故，特别是福岛核电厂事故验证了实际应急响应区域与应急计划区的差别。

国际原子能机构（IAEA）在20世纪80年代提出了核事故应急计划区的概念。各国/地区核安全管理当局基于对核设施安全性能的判断和实际情况的考虑，在选择应急计划的事故（和源项）及确定应急计划区所要满足的安全要求（或准则）时有比较大的差别，各国核电厂的应急计划区大小也各不相同。2012年部分国家/地区核电厂应急计划区大小范围见表。

2012年部分国家/地区核电厂应急计划区大小范围（km）

国家/地区	烟羽应急计划区	撤离	隐蔽	服碘	报警	食入应急计划区	食物控制	辐射监测
美国	16	16	16			80	80	
法国		5	10					
日本		8～10	8～10	8～10				

续表

国家/地区	烟羽应急计划区	撤离	隐蔽	服碘	报警	食入应急计划区	食物控制	辐射监测
加拿大	10～13	10～13						
德国		10	25	10	25			25
韩国		8～10	8～10					
中国台湾		5						
西班牙	10					30		
南非	18					80		

中国核电厂应急计划区主要参照美国相关标准确定了划分的准则。中国核电厂烟羽应急计划区范围一般为7～10km，食入应急计划区范围一般为30～50km。确定核事故应急计划区遵循的准则如下：

（1）在烟羽应急计划区外，所考虑的后果最严重的事故序列使公众个人可能受到的最大预期剂量不应超过国家标准规定的发生严重确定性健康剂量阈值。

（2）在烟羽应急计划区外，对于各种设计基准事故和大多数严重事故序列，所采取防护行动的可防止剂量一般应小于国家标准规定的通用干预水平，即一般不需要采取隐蔽、撤离等紧急防护行动。

（3）在食入应急计划区外，大多数严重事故序列所造成的食品或饮用水污染水平不应超过国家标准规定的食品和饮水通用行动水平。

中国正运行的核电厂（秦山核电基地、广东大亚湾核电基地和田湾核电基地）均为一址多堆。一址多堆厂址的核事故应急计划区应有统一的考虑，其范围应包括对每一反应堆机组所确定的应急计划区的范围，其边界可以是各机组应急计划区边界的包络线。

参考书目

国家核安全局．核动力厂营运单位的应急准备和应急响应，2010．

TECDOC-953，Method for the Development of Emergency Response Preparedness for Nuclear or Radiological Accidents，IAEA，1997.

heshigu yingji jihua yu zhunbei

核事故应急计划与准备　（nuclear accident emergency planning and preparedness）　为控制核电厂事故的发展、减轻和缓解事故后果、保护工作人员及公众的健康与安全、保护环境而预先制订的应急行动计划及为此而做的准备工作。

每个核电厂都要有完整的应急计划，包括：①核电厂营运单位的场内应急计划，即在核电厂事故时场区范围内应采取的应急措施。营运单位的场内应急计划是总体应急计划的基础。营运单位主要负责场区内的应急行动，必要时也要支援场区外的应急行动；②核电厂所在地地方政府的场外应急计划，以明确在核电厂事故时为保护公众与环境而采取的应急措施，地方政府的场外应急计划是在事故时由地方应急组织负责或实施的行动计划。地方应急组织主要负责场区外的应急行动，必要时也要支援场区内的应急行动。

国家核事故应急管理部门制定国家核事故应急计划，以明确国家核事故应急管理部门、核安全监管部门、环境保护部门、核电主管部门及各相关部门的核事故应急响应职责。国家层次的核事故应急响应行动主要是对核事故现场的应急响应行动给予必要的支援与指导。

场内外应急计划应根据可能发生的各种核事故（包括严重核事故）及其辐射安全影响分析制定，并必须包含下列内容：①核事故应急工作的基本任务；②事故应急响应组织及其职责；③烟羽应急计划区和食入应急计划区的范围；④干预水平和导出干预水平；⑤核事故应急准备和应急响应的详细方案；⑥应急设施、设备、器材和其他物质；⑦核电厂应急机构同场外应急机构及相关部门的相互配合、支援的事项及措施。为保证核事故时各项应急行动的迅速和正确，还需制订针对各种应急状态所需采取的核事故应急措施的具体执行程序。

应急计划中所要求的各项应急准备措施必须充分落实。在首次装料前必须进行场内外应急演习，以检查应急组织是否健全、应急设施及物资准备是否充分、各项应急措施执行程序是否切实可行及应急工作人员素质情况。应急计划中还应规定定期进行不同层次、不同范围的应急演习要求。根据应急演习中所暴露出的问题，进一步修改与完善应急计划。应急工作人员必须事先接受必要的培训，并制订定期再培训计划，以确保应急准备的有效性。

应急计划的审批和应急准备的落实，是国家核安全局颁发核电厂首次装料批准书（见核安全许可证制度）的先决条件之一。

hesu

核素　（nuclide）　一类原子的统称。它具有特定质量数A、原子序数Z和核能态m，而且其平均寿命长得足以被观察的一类原子。质子数或中子数不同的原子是不同的核素。例如，^{39}K核是由19个质子和20个中子组成的，它与^{40}K（核有19个质子，21个中子），或与^{27}Al（核有13个质子，14个中子）是不同的核素。有些原子核尽管质子数、中子数相同，但能态不同且放射性不同，也是不同的核素。例如，处于基态和亚稳激发态的^{234}Pa都发生β^-衰变，但其半衰期不同，前者为6.75h，后者为1.175min，这类核素称作同质异能素。

核素通常用元素符号表示，左上标表示质量数（质子数和中子数之和），左下标表示质子数或叫原子序数（也可不标），右下标表示中子数（也可不标），例如，^{39}K可表示为$^{39}_{19}$K。因为知道元素符号就可知质子数Z（也即原子序数），又知质量数A，自然就知道了中子数$N=A-Z$。同质异能素是在左上标标出的质量数后面标有m，例如，^{234m}Pa为^{234}Pa的同质异能素。

核素不是同位素的同义语。同位素是具有相同原子序数（质子数相同），但质量数不相同的一组核素，它是同一种元素而中子数不同的核素。例如，$^1_1$H、$^2_1$H、$^3_1$H是氢元素的三种同位素。

中子数相同，质子数不同的核素称为同中子素，如$^2_1H_1$和$^3_2He_1$。

质量数相同，质子数不同的核素称为同量异位素，如

$^{40}_{18}Ar$、$^{40}_{19}K$、$^{40}_{20}Ca$。

已知的核素约有 2000 种，其中约有 300 种为稳定核素，其余的是放射性核素。

Hesunhai Minshi Zeren 1963 nian Weiyena Gongyue

《核损害民事责任 1963 年维也纳公约》 (*The 1963 Vienna Convention on Civil Liability for Nuclear Damage*) 有关核损害第三方责任的国际公约。于 1963 年 5 月 19 日经关于核损害民事责任的国际大会通过，1963 年 5 月 21 日开放供签署，1977 年 11 月 12 日生效。截至 2011 年 3 月底，共有 38 个缔约国。中国尚未加入本公约。

主要目的 对核事故给第三方造成的核损害规定最低赔偿标准，为公众提供一定的保护。

适用范围 用于和平目的的核设施及在运输过程中核材料发生核事故所造成的核损害。核损害的定义为：生命丧失或人身伤害、财产损失和损坏，以及由主管法院法律所确定的任何其他损失和损坏。

主要内容 ①当发生核事故并对第三方造成核损害时，核设施的运营者是唯一的责任人，而且不论其有无过错，都要承担赔偿责任；②缔约国可规定，对于一次核事故所造成的核损害，运营者的赔偿额应不低于 500 万美元，索赔期为从核事故发生之日起 10 年；③运营者必须投保与其责任限额相当的保险，或以其他财政保证金来担保其确能履行赔偿责任；④对核损害的应赔额如超过运营者的最高赔偿限额，国家应提供有限的补充赔偿。

在苏联切尔诺贝利核电厂事故之后，国际社会普遍感到原有的核损害第三方责任国际条法已不足以为受害者提供充分的保护。因此，国际原子能机构便于 1990 年成立核损害责任问题常设委员会，负责审议核损害责任所有方面的问题。该委员会认为，需要修订本公约，同时再签一个补充赔偿基金公约，以应付特别严重的核事故所造成的核损害，于 1997 年 9 月 12 日通过了《修正〈核损害民事责任 1963 年维也纳公约〉议定书》和《核损害补充赔偿公约》。

huaxue he rongji kongzhi xitong

化学和容积控制系统 (chemical and volume control system) 压水反应堆核电厂一回路中的一个重要辅助系统，简称化容系统。主要用于调节一次冷却剂中硼浓度以补偿反应性变化，补充和保持压力边界内冷却剂的容积，以及一次冷却剂的净化和化学控制。主要控制方式包括容积控制、水质控制和硼浓度控制。化学和容积控制系统流程见图 1。

化容系统功能：①在核电厂反应堆正常运行及停堆时，净化作为一次冷却剂的水，使其保持规定的水质标准；②补偿一次冷却剂由于温度变化、流失或添加所引起的容积变化；③调节一次冷却剂中的硼浓度，以补偿由一次冷却剂温度变化、氙毒、燃耗等物理参数变化所引起的反应性的缓慢变化，并在维修或换料时提供足够的停堆深度；④可作为安全注射系统的补充，在事故工况下，将含硼水注入一次冷却剂系统；⑤提供主泵轴封水并收集轴封回流水；⑥向换料水箱及乏燃料池提供含硼水。

容积控制 核电厂正常运行时，从一次冷却剂系统的主管道过渡段引出的一股下泄流（其每小时的下泄量为系统中一次冷却剂装量的 1/10 左右），经再生热交换器（用下泄流加热上充流的热交换器）降温和经节流孔板降压，再经下泄

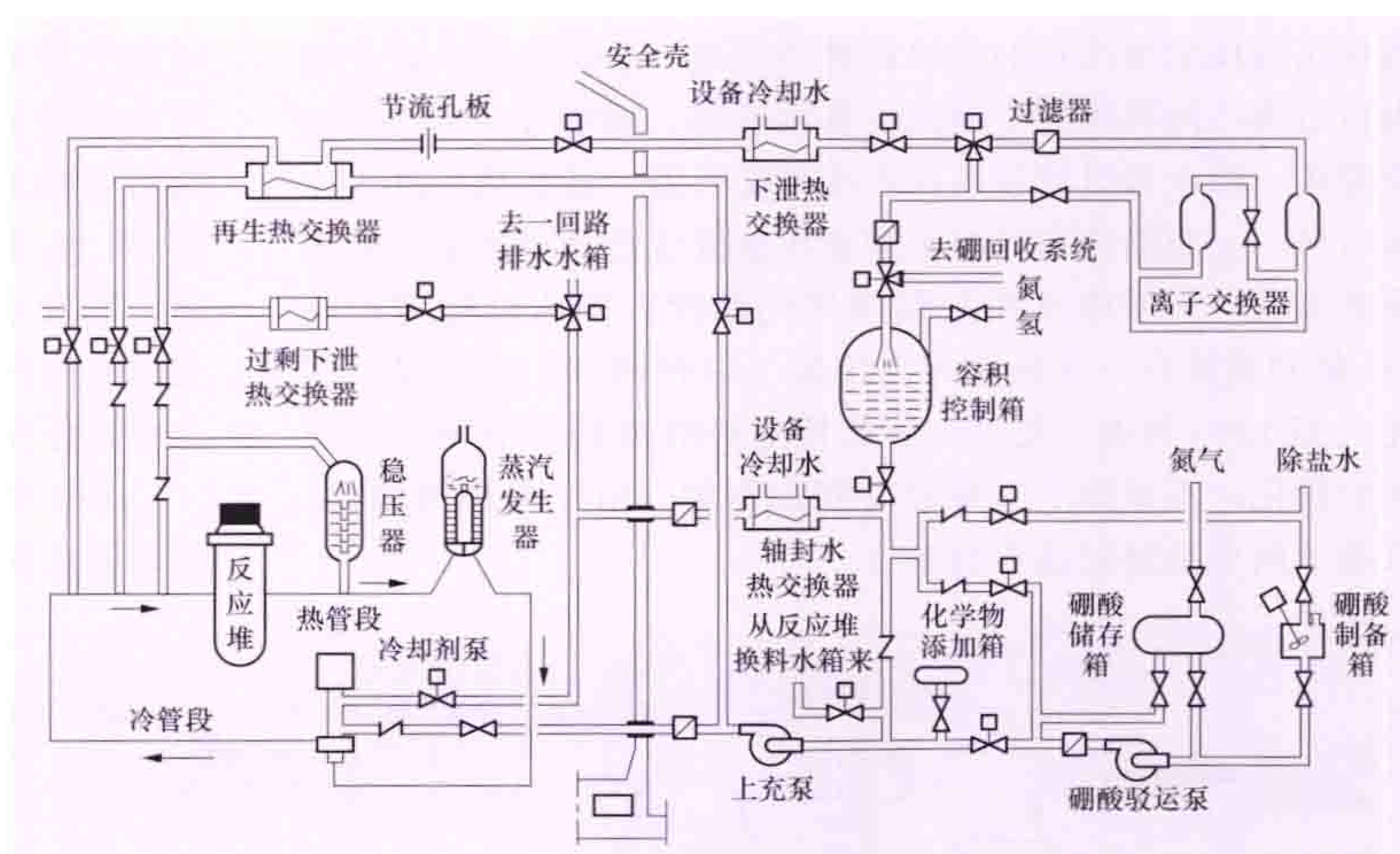


图 1 化学和容积控制系统流程

热交换器进一步降温和经控制阀进一步降压，这时的一次冷却剂下泄流的压力为 1MPa，温度在 50℃以下。然后，下泄流经离子交换器净化后进入容积控制箱。容积控制箱体积为 5～6m^3，它与稳压器共同补偿一次冷却剂的容积变化，并提供上充泵的吸入压头。上充泵从容积控制箱吸水，使之升压后，经再生热交换器加热注入主管道冷段。通常设置三台离心泵，或两台离心上充泵和一台往复式上充泵。核电厂正常运行时，用一台离心泵向一次冷却剂系统提供上充流和主泵轴封水。当一次冷却剂容积发生变化时，通过调节上充流和下泄流流量，可使稳压器内的水位保持在正常范围内。事故情况下，离心上充泵（或往复式上充泵）也充当安全注射系统的高压安全注射泵，承担安全注射功能。

水质控制 一次冷却剂系统的下泄流在经离子交换器时，除去了其中的离子态裂变产物和腐蚀产物。离子交换器前后分别设有过滤器。前过滤器滤去下泄流中的颗粒杂质和悬浮物；后过滤器滤去下泄流从离子交换器带出的碎树脂。下泄流通过除锂离子交换器，可以降低其中的锂含量，由此可以降低一次冷却剂的 pH 值。容积控制箱上部的空间充以氢气，其压力约为 0.1MPa，用以控制核电厂正常运行时一次冷却剂中的含氧量。核电厂起动时，通过化学添加箱向冷却剂加联氨来除氧。

硼浓度控制 核电厂在起动、运行中各种工况的变化，都会造成反应堆堆芯温度、燃耗、裂变产物浓度的变化。因此，必须适时地调节一次冷却剂的硼浓度，以适应反应性的变化。当需要对一次冷却剂的含硼溶液进行稀释时，可从容积控制箱上部向一次冷却剂系统注入补给水，系统中多余的一次冷却剂通过疏排管线被送至硼回收系统或废液处理系统。当在燃料寿期末需要使一次冷却剂硼浓度降低时，可从一次冷却剂系统引出的下泄流净化后通过除硼离子交换器。

当需要对一次冷却剂硼化时，由容积控制箱底部的接管注入硼酸溶液。正常补给冷却剂时，硼酸溶液和补给水分别由流量控制阀调节流量，经混合器混合后由容积控制箱上部注入箱内。

EPR核电厂化容系统，除了上充泵由三台改为两台，上充泵不用于安全注射泵外，其系统功能和流程基本上与传统商用核电厂的化学和容积控制系统一致。

AP1000核电厂化容系统，简要流程见图2。利用主泵的压头向反应堆冷却剂旁路提供净化流。净化流从一台主泵出口引出，经再生和下泄热交换器冷却，降温至54℃左右，经混床、阳床和过滤后返回再生热交换器，被加热后进入主泵入口。一回路容积控制根据稳压器液位信号间断运行补水泵来实现，一回路水质控制采用间断投入阳床以除锂控制pH值和直接向一回路注入高压氢气以控制水中含氧量。因此，AP1000核电厂化容系统比传统商用和EPR核电厂有较大的简化，不设置上充泵和容积控制箱，由于采用屏蔽泵，取消了向主泵轴封注水的系统。

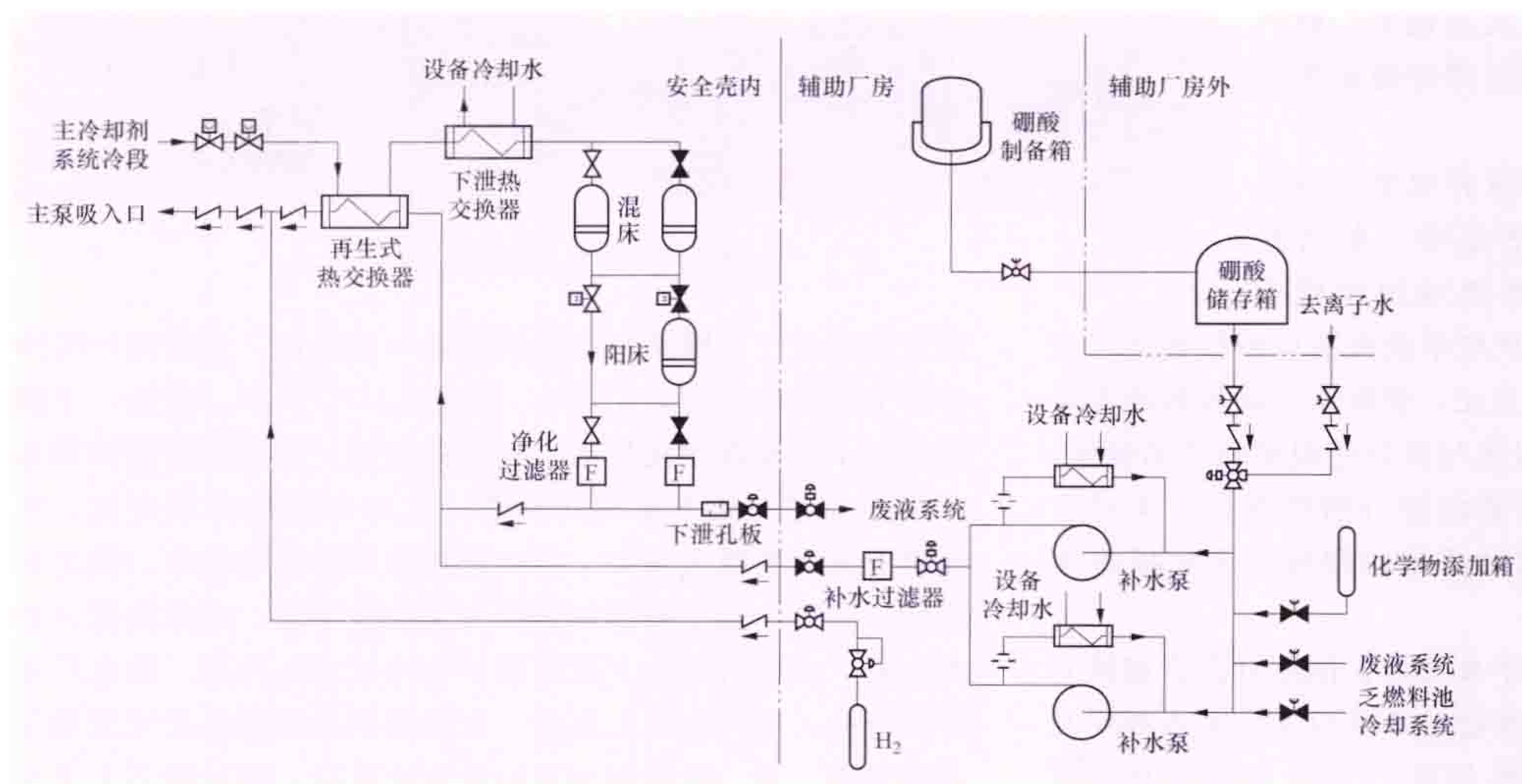


图2 AP1000化学和容积控制系统（CVS）流程

huanjing fushe jiance

环境辐射监测 (environmental radiation monitoring)

为了评价和控制核设施对周围环境和居民产生的辐射影响，对核设施边界以外环境中的辐射水平和环境介质、生物中的放射性浓度所进行的监视性测量。

环境辐射监测应按国家或地方主管部门颁布的有关辐射防护规定的各项要求组织进行，其规模、内容和要求应视核设施的规模、性质和环境特征而异。在核设施正常运行时，环境辐射监测可用于：①检验上述对环境的监视性测量结果是否符合环境标准及其运行限值；②评价控制放射性物质向环境释放用的设施是否运行正常；③估算设施正常运行时，在环境中产生的辐射和放射性物质对人所造成的现有照射和潜在照射的大小，验证环境评价模式；④探测由本设施的运行所引起的任何环境辐射的长期变化或趋势。在事故情况下，环境辐射监测可用于：①迅速估定事故释放对公众可能产生的照射大小和主要受照地域，以确定必要的应急对策；②迅速确定食物（包括饮水）的可能污染程度，以决定是否可以继续食用；③估算采取对策之后居民可能受到的剂量大小；④为事故情况下核电厂释放源项的估算提供基础数据。环境辐射自动监测站见图。


环境辐射自动监测站（骆志平 提供）

监测分类 包括由核设施营运单位负责开展的监测、环境主管部门在核设施周边开展的监督性监测，以及在全国范围内开展的环境辐射水平监测等内容。根据核设施状态可以分为常规监测和事故监测两大类。

常规监测 核设施正常运行所进行的定期重复的或连续的环境监测。常规监测按时间顺序又可分为运行前监测、运行时监测和退役监测三种。

（1）运行前监测。在核设施投入运行之前所开展的一种系统性测量，又称为辐射本底调查。主要目的是：①提供运行前的环境辐射水平和放射性物质浓度水平的本底资料，以便对运行时的监测结果进行判断；②尽可能获得有关关键核素、关键途径和关键居民组的资料，以便于为运行时的监测计划提供设计基础；③对运行时监测所要采用的方法和程序进行考核和演习。

（2）运行时监测。在核设施投入正式运行后所进行的环境监测。此时所要完成的监测类别和所涉及的范围主要考虑以下三点：①要获得能评价关键居民组在一段时间内（如一年）所接受的现有及潜在的平均受照剂量的资料；②重点在于对经由关键途径产生的照射进行常规监测；③除了估算受照剂量大小以外，有时还需要注意或追踪污染的变化趋势。

（3）退役监测。在核设施退役过程中及退役后某一段时间内所进行的环境监测。其主要目的在于对核设施退役过程中和完成退役处置工程之后所可能产生的环境影响进行监测。它同样应该着重注意对关键核素、关键途径和关键居民组的监测；但是要特别注意在退役后相当长时间内可能产生的环境影响。

针对核设施的常规监测，应制定环境辐射监测计划。在制定环境辐射监测计划时，要考虑以下主要影响因素：①设施的类型和与它有关的潜在危害因素；②排出核素的放射性活度、物理化学状态、排放方式和途径；③其他来源释放的现有和预期可能出现的核素；④排出核素在环境中的行为；⑤影响排出核素行为的环境自然特征，如气候、地形、地

质、土壤结构、水文及植被等；⑥影响排出核素行为的人工环境因素，如蓄水池、水渠或河流、港口设施等；⑦农业、渔业、水和食物供应、工业和文化娱乐设施对环境的利用；⑧周围人口分布和他们的生活习惯等。

核电厂正常运行期间典型的环境辐射监测计划见表。

核电厂正常运行期间典型的环境辐射监测计划（部分内容）

监测对象	采样频次	分析测量项目
气溶胶	连续采样	总α、总β或α/β比值
	累积采样，1次/月，采样体积约为10 000m³	总α、总β，γ核素分析
沉降物	累积样/月	^{90}Sr，γ核素分析，总α、总β
地表水	1次/半年	^{3}H、γ核素分析
饮用水	1次/季	总α、总β，^{3}H，γ核素分析
海水	1次/半年	^{3}H、γ核素分析
水生生物	1次/年	γ核素分析
陆生植物	收获期	γ核素分析
牛（羊）奶	1次/半年	^{131}I
土壤，岸边沉积物	1次/年	^{90}Sr，γ核素分析
陆地γ辐射	连续	γ辐射空气吸收剂量率
γ累积剂量	1次/季	γ辐射空气吸收剂量率

数据来源：HJ/T 61—2001辐射环境监测技术规范（国家环境保护总局2001年发布）。

事故监测　已经发现或有明显征候说明核设施已处于事故工况之后所追加进行的一种非常规性测量。事故监测的特殊要求是快速和所用设备必须具有足够宽的测量范围。在2011年日本福岛核电厂事故监测中，日本政府在核电厂周围地区（甚至全国范围内）迅速开展环境辐射监测工作，包括地面辐射剂量率监测，土壤、空气、内陆地表水、地下水，以及海水中^{131}I、^{137}Cs、^{134}Cs等关键放射性核素浓度监测，农产品、海产品等食物及饮用水中放射性核素浓度监测，大气沉降物中放射性核素种类和浓度监测等。

监测的内容和过程　由于排入环境的放射性物质会被卷入一系列复杂的物理、化学和生物学过程，其中某些过程会导致放射性物质的进一步稀释；另一些过程则导致放射性物质浓集，然后通过不同途径对人体产生照射，因此，环境辐射监测涉及的内容是十分广泛的。主要包括外照射水平的直接测量、重要环境介质及与核设施释放核素有关的指示介质或生物样品中的放射性物质浓度的测定（如空气和沉积物、水和沉积物、土壤、食物、牛奶、陆生生物群、水生生物群等）。环境样品测量工作的全过程一般包括取样、样品制备、测量或分析、结果评价等几个步骤。为了保证测量工作的质量，就必须在工作的各个阶段建立相应的质量保证计划，比较重要的几个环节是样品的代表性、样品的量、取样频度、样品的制备、仪器的校准、测量技术和结果评价。

为客观反映中国总体环境辐射状况，国务院环境保护主管部门在2008年启动了各省区市上百个监测点的辐射连续自动监测站的建设工作。

huanjing yingxiang baogaoshu

环境影响报告书　（environmental impact report）

核电厂营运单位在申请各种许可证时就核电厂的环境影响提交环境保护行政主管部门审批的必要文件，目的是从保护环境出发，对核电厂可能对环境造成的影响及需要采取的防治措施进行预测和评价。

不同阶段环境影响报告书　包括核电厂在选址、设计、建造、运行和退役等阶段的环境影响报告书。中国仅对核电厂在申请厂址审批、核电厂建造许可证（见核安全许可证制度）和反应堆首次装料前的环境影响报告书进行了明确规定：由核电厂营运单位委托持有国务院环境保护行政主管部门颁发的甲级建设项目环境影响评价资质证书的单位完成报告书编制，并报送国务院环境保护行政主管部门审查、批准。环境影响报告书是拟建核电厂的一套连续、完整的独立文件。核电厂在初步可行性研究阶段不编制环境影响报告书，其中的环境保护篇章可作为工程项目建议书编制的依据和附件。

环境影响报告书的主要内容　环境影响报告书须按照国家环境保护部门颁布的有关规定的要求进行编制，通常包括以下内容。

概述　介绍核电厂工程项目和环境影响报告书编制的依据。

厂址与环境　介绍厂址地区有关环境的物理、化学、生物和人群特征。主要包括厂址地理位置、人口分布、外部事件、土地利用及资源、气象、水文、地质与地震等方面内容。

环境质量现状　提供辐射环境本底值和非放射性环境背景值的调查结果，并对放射性及非放射性环境质量现状进行评价。

电厂　阐述核电厂建设情况，包括厂区规划及平面布置、反应堆、核蒸汽供应系统、电力系统、电厂用水和散热系统、输电系统、专设安全设施、放射性废物处理系统、化学物质排放、生活废物和放射性物质运输的描述。重点描述三废处理系统、专设安全设施和放射性废气、废液和固体废物等源项。

电厂施工过程对环境的影响　论述核电厂施工过程对环境特别是水土保持方面造成的影响，分析其影响范围、性质和程度，并给出保护及恢复措施。

电厂运行的环境影响　分析核电厂正常运行（包括预期的运行事件）对环境的辐射影响，以及温排水对水生生态的影响。描述核电厂温排水对水环境的物理影响及生物效应。确定核电厂放射性流出物可能到达并影响人的直接和间接途径（包括气态途径和液态途径）。根据厂址或附近气象和水文资料，计算气态和液态流出物中各放射性核素通过各种照射途径对公众产生的个人有效剂量和集体有效剂量。对照国家有关规定，对核电厂正常运行对环境的辐射影响做出评价，确定关键居民组、关键核素和关键照射途径。估算核电厂化学污染物释放在环境中的浓度分布，与环境背景值、国家环境质量标准比较，说明化学物质排放对环境的影响。同时说明运行过程中产生的除上述以外的流出物（包括噪声、

固体废弃物及电磁辐射）可能给环境带来的不利影响。

电厂事故的环境影响　在偏保守的假定条件下，论述核电厂潜在事故对环境的影响。论证厂址条件和核电厂，特别是它的专设安全设施的设计及性能，是否满足 GB 6249《核电厂环境辐射防护规定》的要求。确定假想事故谱及其发生的频率，根据事故情况下核电厂释放源项及迁移扩散参数，估算各种事故工况下个人有效剂量、甲状腺当量剂量，以及 80km 范围内集体有效剂量。对照 GB 6249《核电厂环境辐射防护规定》中的事故剂量限值，对核电厂事故的环境影响做出评价；确定非居住区和规划限制区的范围，论证厂址适宜性。根据核电厂事故对公众的潜在辐射后果、人口密度和分布，以及特殊的厂址地理特征，评价应急计划的可行性。

流出物监测和环境监测　提供核电厂运行前的环境辐射监测结果、核电厂运行期间流出物和环境监测方案、应急监测方案、非放射性污染物监测方案及其质量保证计划。

应急计划与准备　确定核电厂应急计划的超设计基准事故（严重事故）及其源项，描述场内、场外应急计划的内容和为实施应急计划所进行的应急准备。

公众参与　包括国家有关环境影响评价公众参与管理办法规定的公众参与工作内容，包括保障公众环境信息知情权与传播权、环境决策参与权和环境政策监督权。说明向公众公开信息的重点内容，信息反馈和处理情况。

厂址筛选　提供候选厂址的自然环境和社会环境概况，根据各候选厂址的大气和水的扩散稀释能力，论述核电厂运行对环境的影响及外部自然事件和人为事件对核电厂安全运行可能产生的影响，通过比较，排列出优选顺序。

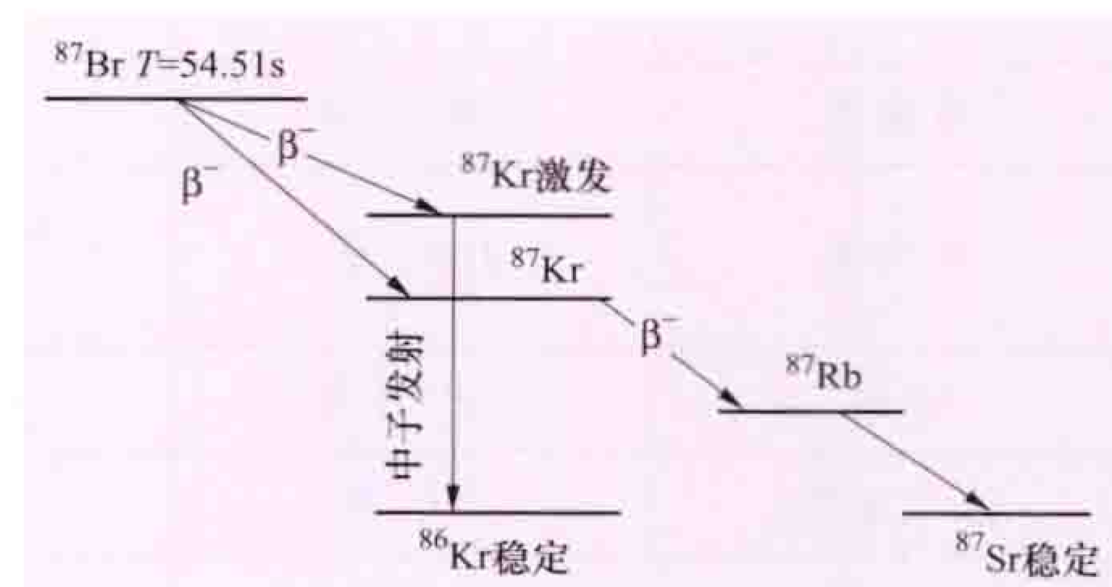
电厂建设和运行的效益分析　通过代价和利益的分析，充分论述核电厂建设和运行所带来的经济效益、环境效益和社会效益。

结论　根据国家的有关法规和标准对核电厂正常运行和事故工况下的环境影响给出评价结论，确定核电厂运行对环境影响的关键居民组、关键核素和关键照射途径，明确指出存在的问题和为加强环境管理、改善环境质量拟采取的相应措施。

huanfa zhongzi

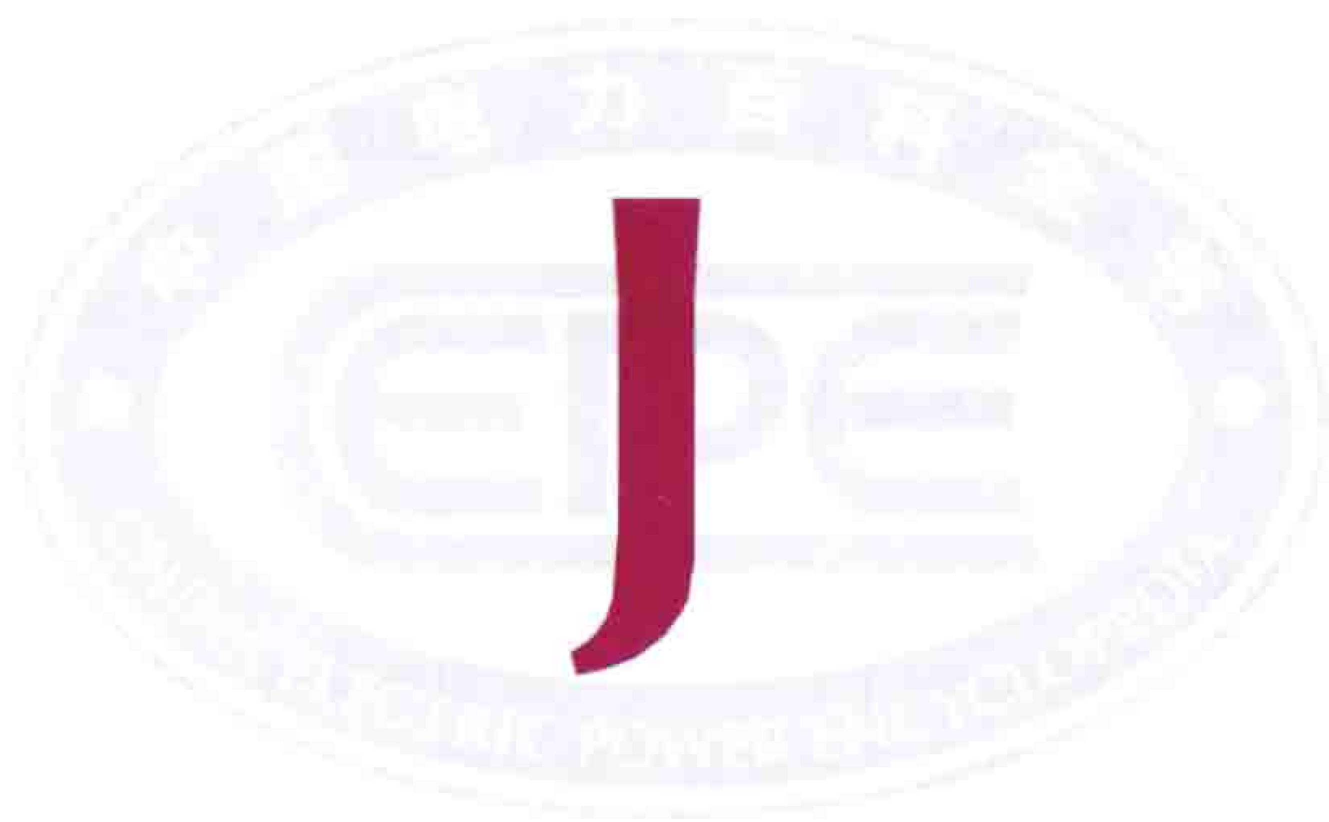
缓发中子　（delayed neutron）

重核裂变后裂变碎片经过 β 衰变而处于激发态的某几种裂变产物所发射的中子。它占裂变中子总数不到 1%。由于衰变过程本身有一定时间延缓，所以称为缓发中子（见裂变反应）。例如，裂变碎片 ^{87}Br（溴）是不稳定的，它经由 β 衰变生成处于激发态的 ^{87}Kr（氪），见图。^{87}Kr 在生成的同时立即通过放出一个中子，衰变成稳定的 ^{86}Kr。通常把 ^{87}Br 称为缓发中子的先驱核。其 β 衰变的半衰期为 54.51s。明显可见，这部分中子的发射与裂变瞬间相比有一段时间延迟。



缓发中子示例

当不考虑缓发中子时，反应堆内两代中子之间的平均时间（代时间）就等于瞬发中子的寿期。这是一个非常短暂的时间，对于热中子反应堆为 $10^{-3}\sim10^{-4}$ s。假设对于一个处在临界状态的轻水堆，突然引入一个正的阶跃反应性 $\rho=0.001\Delta k/k$，如果堆内只有瞬发中子，中子寿期约为 10^{-4} s，则反应堆周期短至 0.1s，这意味着反应堆功率在 1s 内将增长到 $e^{10}=2.2\times10^4$。在这种情况下，反应堆难以控制。实际上，由于缓发中子的存在，尽管总数量不到 1%，但却增大了两代中子之间的平均时间间隔，使反应堆周期大大变长，上例中反应堆周期可长达 100s，功率增长速度大大变慢，1s 内功率仅增长约 1%。这种情况下，反应堆的控制很容易实现。反应堆控制实际上是利用了缓发中子的作用。



jiguangqudong hejubian

激光驱动核聚变 (laser-driven nuclear fusion)

利用多路激光束对称压缩聚变靶，靶丸吸收能量后形成高温等离子体，依靠聚心压缩的惯性在燃料尚未飞散前发生核聚变反应的惯性约束装置。有直接驱动和间接驱动两种驱动方式。① 直接驱动。用多路大功率激光束同时照射含氘材料靶或充注高压氘氚气体的靶丸，含氘材料靶在气化过程中，发生氘-氘核聚变，发射中子；充注高压氘氚气体的靶丸吸收能量后，表面材料迅速蒸发形成等离子体薄层，蒸发的聚心反冲力将靶丸压缩至比固体高1000倍以上的密度，并使中心达到核聚变要求的高温，实现核聚变反应。核聚变反应产生的 α 粒子又加热靶丸中心的氘和氚，使核聚变反应不断地向外扩展，依靠聚心压缩的惯性，在燃料尚未飞散前产生足够多的核聚变反应以得到净的能量输出。② 间接驱动。使用多路大功率激光束同时照射放置靶丸的重金属腔体内壁，利用重金属产生的X射线去压缩充注高压氘氚气体的靶丸，使其发生核聚变。

靶丸能量增益与驱动器效率 用以驱动靶丸引发核聚变反应的高能激光束称为驱动束。要实现激光驱动核聚变，就需要深入研究束靶能量耦合及靶丸聚爆物理，发展先进的驱动束制造技术和靶丸制作技术。激光驱动核聚变要求靶丸能量增益达到50～100，激光驱动器效率与靶丸能量增益系数的乘积达到10以上。其中，靶丸能量增益系数 G 为核聚变能与激光束能量之比，激光驱动器效率 η 为激光束能量与激光器产生这些激光所消耗的电能之比。

激光器技术进展 国际上发展水平较高的激光驱动器有：①钕玻璃激光器。以美国劳伦茨·利弗摩尔国家实验室的国家点火装置为代表，激光束达192路、脉宽为数纳秒、能量为1.8MJ。②氟化氪激光器。一种新发展的激光器，具有波长短（0.249μm）、效率高（不需倍频）和造价低的优点，功率输出已经达到 10^{12} W水平，发展前景很好。③半导体泵浦的固体激光器。优点是体积小、效率高，驱动器的效率可达百分之几。主要问题是成本比较高，但随着应用规模的扩大，采用批量生产有可能降低成本。

Jizao Tongbao Heshigu Gongyue

《及早通报核事故公约》 (*Convention on Early Notification of a Nuclear Accident*) 由于苏联切尔诺贝利核电厂事故发生时没有立即向有关国家通报，致使一些可能受该事故影响的国家未能及时采取必要的应急措施。由此，国际社会特别是许多欧洲国家强烈呼吁尽快建立一种核事故通报的国际机制。于是，在事故后仅5个月的时间，在国际原子能机构的主持下，便完成了本公约文本的谈判和起草工作，于1986年9月24日在国际原子能机构专门召开的特别大会上予以通过，并于9月26日和10月6日，分别在维也纳原子能机构总部和纽约联合国总部开放供签署。在所需的仅3个签字国批准并签署后，于同年10月27日生效。截至2012年12月，共有111个缔约国。

《及早通报核事故公约》的主旨是进一步加强安全开发和利用核能方面的国际合作，通过及早提供与核事故有关的情报，使超越国界的辐射后果减小到最低的程度。

《及早通报核事故公约》的主要规定是：在其管辖或控制下的核设施或核活动若发生或很可能发生核事故，而且其所释放的放射性物质已经或可能超越国界对另一国造成重要的安全影响时，缔约国有义务直接或通过国际原子能机构，向可能受影响的国家（包括非缔约国）进行通报。通报的内容包括：核事故及其性质、发生的时间和确切地点，以及有助于减轻辐射后果的情报；在紧急状况发展时还应适时补充进一步的情况，并对有关国家提出的查询要求立即作出反应；各缔约国应将其负责收发上述通报的主管当局和联络点通知国际原子能机构和其他缔约国，这类联络点和原子能机构的联络中心应随时可供使用。国际原子能机构有义务将所收到的核事故通报立即通知所有缔约国、成员国和有关的国际组织。

为实施《及早通报核事故公约》，国际原子能机构同世界气象组织合作，在后者的全球通信系统与各缔约国的联络点之间形成及早通报网络。

中国于1986年9月24日签署本公约，1987年9月10日向国际原子能机构交存批准书，同时声明对《及早通报核事故公约》第十一条第2款所规定的两种争端解决程序提出保留。《及早通报核事故公约》于1987年10月11日对中国生效。

jishu zhiyuan zhongxin

技术支援中心 (technical support center) 支援操纵员进行综合分析和判断的信息处理系统，又称操纵员支援系统或辅助操纵员系统。其目的在于协助操纵员提高判断能力、操作水平和事故处理能力。技术支援中心具有咨询作用，配备比较强的计算机分析工具，包括机组信息监视计算机工作站、堆芯损伤评价计算机工作站以及其他的通信设备等，用以分析事故原因、预期进行的操作可能产生的后果、核电厂的异常工况下可能导致的后果，为操作人员、值班长以及核安全工程师提供咨询和建议。技术支援中心不具备对核电厂的操作功能。

核电厂技术支援中心是20世纪70年代发展起来的，特别是在美国三里岛核电厂事故之后，其发展尤为迅速，到80年代末期，已在所有核电厂中进行推广。最早开发的是原联邦德国的STAR系统，该系统运用因果分析法对核电厂进行监测诊断。美国电力研究院所属核安全分析中心研究开发了诊断分析和监督系统及安全参数显示系统。它们都在核电厂上得到应用。

技术支援中心的功能有：①安全参数显示和监督。利用计算机工作站，集中监督与安全有关的参数，记录事故的起

因和发展，并分析事故严重程度。②对核电厂事故进行诊断；利用因果分析法或模拟技术，对核电厂的事故进行分析，并对反应堆堆芯的损伤情况进行评估，估算由此可能造成的对环境辐射的基础数据。③指导操作。利用计算机工作站，显示核电厂各系统的工作状态、参数和异常情况，并协助操纵员进行事故判断和操作处理。上述功能可以通过在集中的计算机和控制盘上进行操作来实现，也可由单个的专用计算机来完成。为了利用更精确的模型进行分析，还可以通过数据通信将技术支援中心与数字化控制系统连接起来，直接取得机组的实时运行数据进行监视分析。

Jianada Bulusi Hedianchang

加拿大布鲁斯核电厂 (Canada Bruce Nuclear Power Plant) 属加拿大安大略水电公司，位于安大略省的 Tiverton，分为布鲁斯 A 和布鲁斯 B 两部分，共有 8 台机组，A 部分和 B 部分各有 4 台机组。其发电成本相当于燃煤电厂的 60%。核电厂全景见图。



加拿大布鲁斯核电厂全景（汪兆富 提供）

布鲁斯核电厂的反应堆均为坎杜堆——加压重水堆（PHWR)。反应堆的制造商为加拿大原子能有限公司（AECL)，蒸汽发生器的提供商为巴布考克-威尔考克斯公司，由加拿大原子能有限公司和安大略水电公司负责建造。

布鲁斯 A 的 4 台机组于 1968 年开始建造，分别为布鲁斯 1、布鲁斯 2、布鲁斯 3 和布鲁斯 4。这 4 台机组的电功率均为 769MW，布鲁斯 1 于 1977 年 9 月投入商业运行，处于停修中；布鲁斯 2 于 1977 年投入商业运行，1995 年停止运行；布鲁斯 3 于 1978 年 2 月投入商业运行，现处于停修中；布鲁斯 4 于 1979 年 1 月投入商业运行，现处于停修中。布鲁斯 A 机组的问题发生在 20 世纪 90 年代，由于在二回路中有过多的沉积物使蒸汽发生器出现了故障。

布鲁斯 B 的 4 台机组于 1983 年开始建造，分别为布鲁斯 5、布鲁斯 6、布鲁斯 7、布鲁斯 8。这 4 台机组的电功率均为 860MW，都处于正常运行状态。布鲁斯 5 于 1984 年 11 月首次达到临界，1985 年 3 月投入商业运行；布鲁斯 6 于 1984 年 5 月首次达到临界，1984 年 9 月投入商业运行；布鲁斯 7 于 1986 年 1 月首次达到临界，1986 年 4 月投入商业运行；布鲁斯 8 于 1987 年 2 月首次达到临界，1987 年 5 月投入商业运行。

布鲁斯核电厂各个机组的参数基本相同。以布鲁斯 8 为例，堆芯高度为 5.94m，堆芯有效直径为 5.67m，装料量为 119t，平均功率密度为 18.9kW/L，冷却、慢化材料均为 D_2O，燃料为 UO_2，冷却剂入口/出口温度为 257℃/305℃，冷却剂压力为 9.3MPa，汽轮机转速为 1800r/min，进汽阀前压力为 4.7MPa，进汽阀前温度为 254℃。可以不停堆进行装卸料，每年换料量为 105t。

jianzhengdian

见证点 (witness point) 在相应文件（通常为质量计划）中规定的对某个特定操作的监督点。见证点是质量控制点的一种。在进行特定操作时应有监督方指定人员到场见证。制造厂或安装单位应在该点之前书面通知监督方。但只要制造厂或安装单位按规定正式通知了监督方，即使监督方指定人员不在操作现场也可以进行操作，监督方可事后查看 W 点的质量记录。(见质量计划)

jianzao zhiliang baozheng jiancha

建造质量保证监查 (construction quality assurance audit) 在核电厂建造阶段，通过对客观证据的调查和评价，为确定所制定的大纲、程序、细则、技术规格书、规程、标准、行政管理计划或其他文件是否齐全适用，是否得到切实遵守，以及实施效果如何而进行的审核，并提出书面报告的工作。在核电工程建造期间，核电厂营运单位对本单位内部部门开展监查活动，土建、安装、设备制造等参与建造工作的承包商都必须开展监查活动。国家核安全局监管机构、政府主管部门和核电业主上级单位对营运和建造单位组织外部监查，监查还可以是不定期或临时性的。负责监查的单位应制定年度或半年度的内外部监查计划，监查的频度应与质量保证大纲中所规定的工作重要性相一致，重要的单位/部门应至少一年一次。

建造质量保证监查活动可以分为监查前的工作、实施监查、监查后跟踪。在监查前，负责监查的单位组织有资格的监查员组成监查小组，指定监查小组组长。监查人员的资格可以通过颁发资格证书予以确认。对被监查的方面负有直接责任的人，不得参加监查小组或参与挑选监查小组人员的工作。实施监查的常用方法有查阅文件和记录、现场抽样检查、对话提问，还可以根据需要采用现场见证和专题调查的方法。在监查结束时，应与被监查单位召开一次监查后会议，以便提出监查结果和澄清任何误解。监查小组应及时编写监查报告，并在所规定的时间内把报告分发给被监查和监查单位的管理部门。建造质量保证监查后跟踪被监查单位按要求制定和实施纠正措施，并向监查单位报告所取得的进展。

jieheneng

结合能 (binding energy) 组成一个原子核的所有中子和质子从相互分开到结合成为一个统一的核需要释放出来的能量，或者说把一个原子核分解为相互完全分开的核子需要添加的能量。原子弹、反应堆与氢弹所释放出的巨大能量，都是因为发生了核裂变反应或聚变反应后释放出源自结合能的核能。

质能关系　质量和能量都是物质的属性。A. 爱因斯坦(Albert Einstein，1879—1955)提出的相对论给出了质能关系式$E=mc^2$，或称质能联系定律，其中 m 为物质质量，E 是与其相应的能量，c 是真空中的光速。其微分形式 $\Delta E=\Delta mc^2$ 表示了体系能量的变化和质量的变化相互联系。体系有质量的变化就一定有能量的变化，反之亦然。这表明只有质量而没有能量或只有能量而没有质量的物质是不存在的。

质量亏损　组成原子核的各个核子的质量和与该原子核质量之差。实验发现：①原子核的质量总是小于组成它的核子的质量和，即有 $\Delta m(Z,A)=Zm_p+(A-Z)m_n-m(Z,A)$，其中 $\Delta m(Z,A)$ 表示质量亏损，A 为质量数，Z 为原子序数，m_p 为质子质量，m_n 为中子质量。②所有原子核的质量亏损都是正值，即 $\Delta m(Z,A)>0$。这表明由自由核子结合成原子核时，一定有能量释放出来。

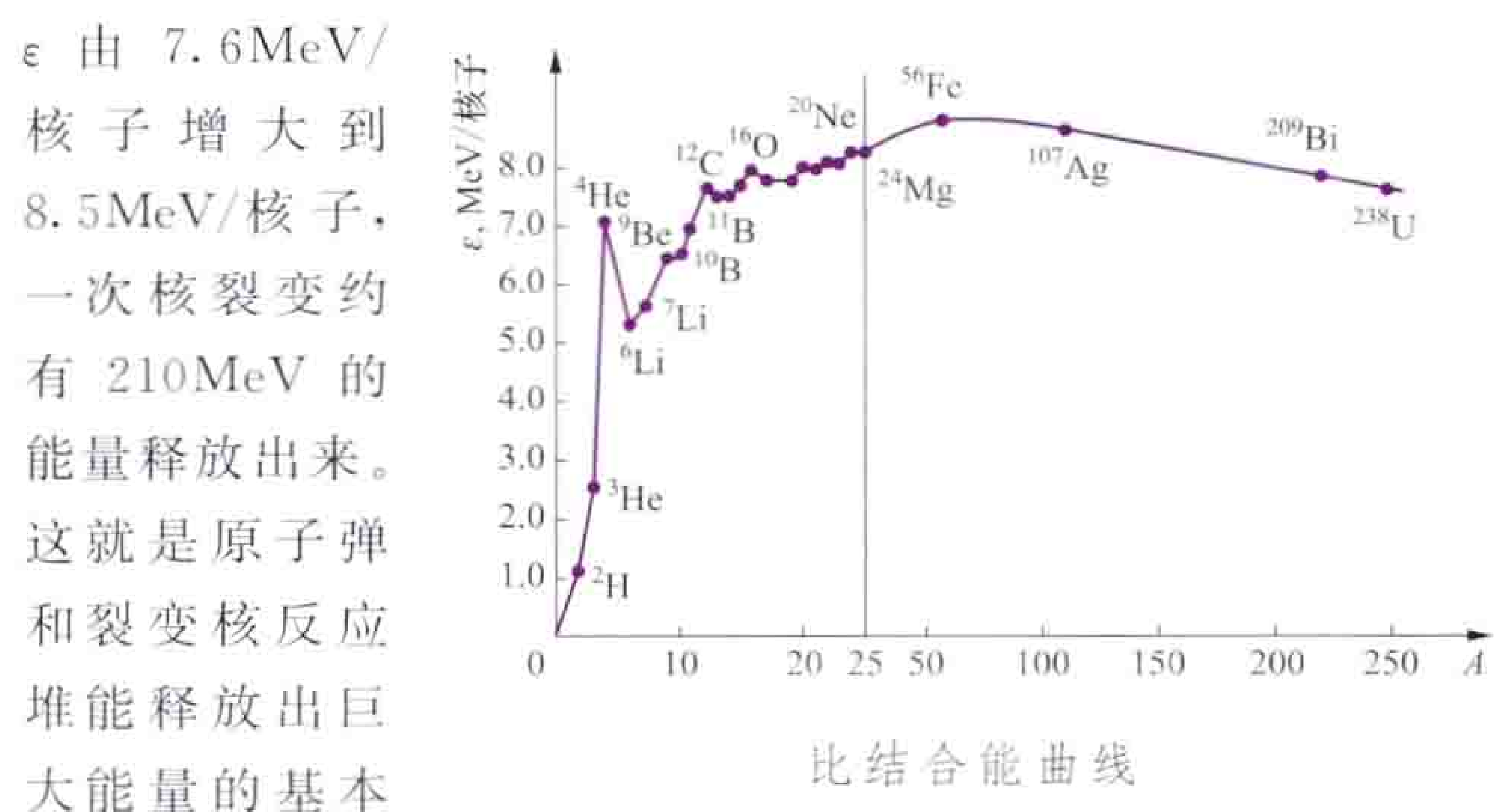
根据质能关系可知，质量亏损 $\Delta m(Z,A)$ 相应的原子核所释放的能量，即原子核的结合能 $E_B(Z,A)$，应为 $E_B(Z,A)=\Delta m(Z,A)c^2$。对于由两个质子和两个中子组成的一个氦($^4He$)核，结合能 $E_B(^4He)=28.30MeV$。这意味着，两个质子、两个中子结合成一个氦核要放出 28.30MeV 的能量，或者说，若将氦核拆成自由的质子和中子，需要对体系做 28.30MeV 能量的功，才能克服核子之间，即质子与质子、质子与中子、中子与中子之间的作用力。对于^{235}U，$Z=92$，$A=235$，计算可得其结合能 $E_B(^{235}U)=1783.8MeV$。

比结合能 ε　原子核中平均每个核子的结合能。它表示若把原子核拆成自由核子，平均对每个核子所要做的功，是表示原子核结合松紧程度的物理量。比结合能越大的原子核结合得越紧，反之亦然。一些核素的结合能和比结合能见表，比结合能曲线见图。

一些核素的结合能和比结合能

核素	结合能 E_B (MeV)	比结合能 ε (MeV/核子)	核素	结合能 E_B (MeV)	比结合能 ε (MeV/核子)
^2H	2.224	1.112	^{17}F	128.22	7.54
^2He	8.481	2.827	^{19}F	147.80	7.78
^4He	28.30	7.07	^{40}Ca	342.05	8.55
^6Li	31.99	5.33	^{56}Fe	492.3	8.79
^7Li	39.24	5.61	^{107}Ag	915.2	8.55
^{12}C	92.16	7.68	^{129}Xe	1087.6	8.43
^{14}N	104.66	7.48	^{131}Xe	1103.5	8.42
^{15}N	115.49	7.70	^{132}Xe	1112.4	8.43
^{15}O	119.95	7.46	^{208}Pb	1636.4	7.87
^{16}O	127.61	7.98	^{235}U	1783.8	7.59
^{17}O	131.76	7.75	^{238}U	1801.6	7.57

每个核子的结合能比原子中每个电子的结合能要大得多。这说明在原子核中核子之间结合得相当紧，而原子中电子被原子核的束缚要松得多。曲线的形状是中间高且较平坦，两端低。这表明中等质量核($A=50\sim150$)结合得紧些，轻核和重核($A>200$)结合得较松。根据这样的比结合能曲线，预言了原子核能的利用。第一种形式称为重核裂变，一个重核分裂成两个中等质量核过程中，ε 由小变大，有核能释放出来，例如，^{235}U 核吸收中子产生核裂变反应，ε 由 7.6MeV/核子增大到 8.5MeV/核子，一次核裂变约有 210MeV 的能量释放出来。这就是原子弹和裂变核反应堆能释放出巨大能量的基本原理。另一种形式称为轻核聚变，例如，氘核和氚核聚合反应生成氦核的过程中就有 20MeV 以上的核能放出(见聚变反应)。这是氢弹和热核反应释放大量能量的基本原理。



比结合能曲线

jinshuyou

金属铀 (metallic uranium)

呈金属形态的铀(包括铀及其合金)。金属铀的密度高，导热性好，易加工；在石墨堆和重水堆中用天然金属铀即可达到临界状态，所以在反应堆发展初期，一些军用钚(氚)生产堆选它作为核燃料。

纯铀在熔点(1405K)以下存在α、β和γ相三种同素异形体，在 941K 时发生 α⇌β 相变，在 1048K 时发生 β⇌γ 相变。α相和β相铀均有复杂的晶体结构，各向异性极严重(见铀)。特别是α-U的热膨胀系数在 a 轴和 c 轴方向为正，b 轴方向为负，在相变时发生急剧的体积(密度)改变。工业上用钙或镁屑与 UF_4 粉末混合后，放在氟化钙或氟化镁衬里的钢制坩埚(反应弹)中，由热还原法制取金属铀。然后经熔炼、铸造、挤压或轧制及热处理和机加工制成金属铀燃料元件。在低温加工变形中，金属晶粒发生择优取向(称为织构)，使多晶铀仍有明显的各向异性。

在热循环或中子辐照下，α-U 会出现较严重的辐照生长，表现为表面褶皱和体积不变的尺寸变化。铀的另一类辐照效应是体积发生变化，称为辐照肿胀，即辐照时晶粒各向异性生长，诱发燃料内的应力而引起晶界裂纹萌生、发展，使密度降低，也称空化肿胀；还有一种辐照肿胀与裂变产物(主要是裂变气体)的积累有关，这类辐照肿胀随燃耗和温度升高而快速增大。

作为核燃料的金属铀采用添加合金元素和热处理等办法来提高强度，细化晶粒和消除各向异性，从而提高铀燃料的抗辐照性能。一种方法是添加少量(2～4mg/g)的 Fe、Al、Si 和 Sn，加以β热处理来消除织构，并使晶粒细化，形成细小的沉淀相；另一种方法是添加 Mo、Zr 和 Nb 以形成γ相铀合金，如典型的 U-Mo 合金(Mo 的质量百分比为 10%)。

在反应堆中，金属铀燃料一般在 873K 以下使用，主要用α-U 及其合金，少量用γ相铀合金。1942 年，世界上第一座反应堆用了约 100t 天然金属铀燃料。国内外的钚生产堆大量使用铝(或铝合金)作包壳的天然铀或铀合金柱状燃料元件，美国早期(1969 年前)的核潜艇曾用 Zr-2 合金作

包壳的 U-Zr 合金板型燃料元件，脉冲堆使用 $UZrH_{1.6}$ 合金燃料，英、法两国早期的气冷动力堆使用 U-Fe-Al 镁诺克斯（Magnox）型燃料。早期快堆 EBR-Ⅰ 和 EBR-Ⅱ 及唐瑞（Dounray）原型快堆使用 U-Mo、U-Zr 和 U-Fs 合金（Fs 为经后处理后剩余裂变产物的混合物，称作钚，成分为：Zr 0.2%，Nb<0.01%，Mo 1.8%，Te 1.0%，Ru 1.5%，Rh 0.3%，Pd 0.2%）。

对使用温度较高的快堆金属燃料，用合金化或热处理方法还无法有效降低辐照肿胀，这时裂变气体释放与合金成分无关，通常用燃料棒内留足够空腔办法防止达高燃耗时包壳破损。

Jingji Hezuo yu Fazhan Zuzhi Heneng Jigou

经济合作与发展组织核能机构 （Organization for Econmic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency，OECD / NEA） 经济合作与发展组织内的一个半自治机构，设于法国巴黎。该机构前身是 1958 年成立的欧洲核能机构。20 世纪 70 年代，在接纳了澳大利亚和日本为成员国之后改为现名。随后，又吸收了美国和加拿大。该机构的成员含欧洲、美洲、亚洲和澳洲的 35 个国家，主要包括澳大利亚、奥地利、比利时、加拿大、芬兰、法国、德国、希腊、匈牙利、日本、韩国、墨西哥、荷兰、挪威、葡萄牙、俄罗斯、西班牙、瑞典、土耳其、英国和美国等。机构成员国拥有的核电机组约占全世界核电装机容量的 85%以上。



机构的目标是通过其成员国的合作，为核能的发展作出贡献。该机构关注的活动或事务主要有核安全与法规、辐射防护、放射性废物管理、核开发、核科学、数据库、法律事务及公众信息。

在国际合作方面，欧洲委员会参与该机构的工作；经济合作与发展组织核能机构与国际原子能机构有合作协议，还与中东欧国家及前苏联的一些非成员国在核安全、辐射防护和核法律等方面开展合作，并在核安全研究方面提供帮助。

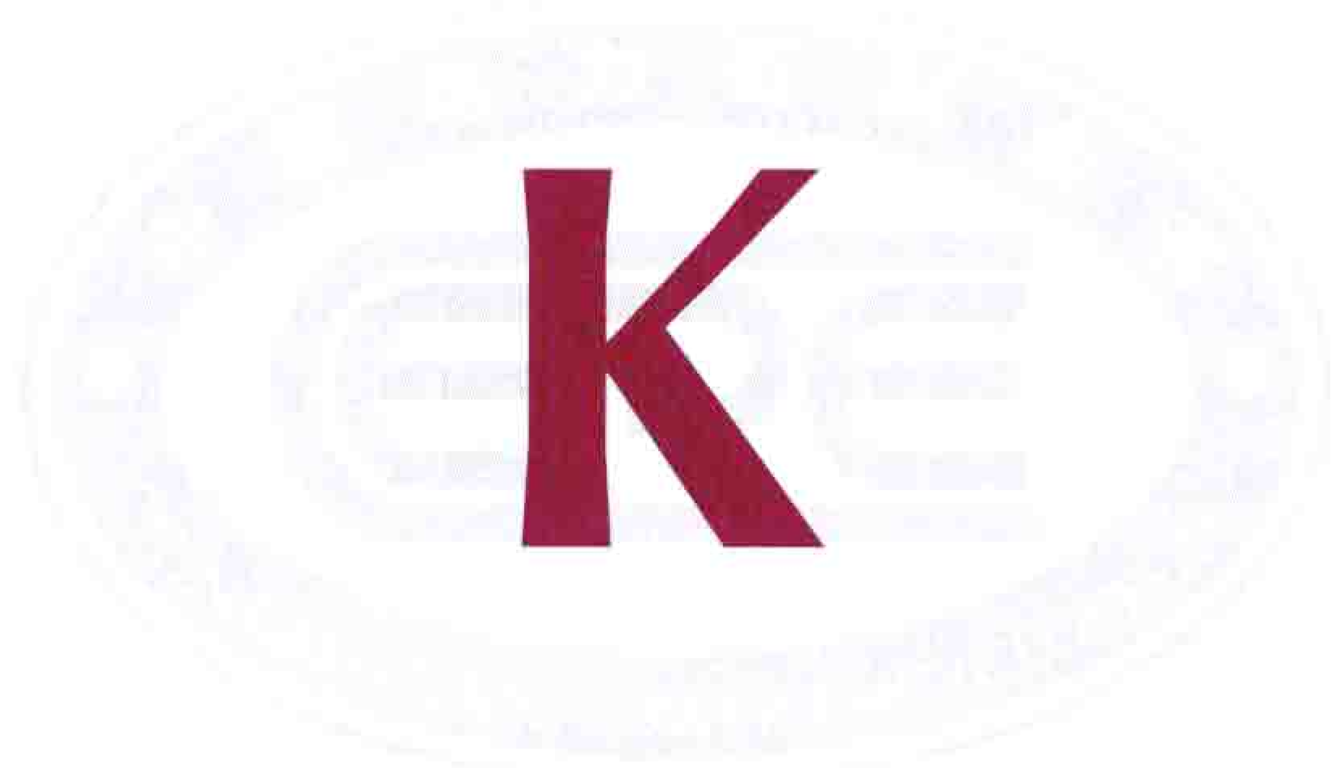
该机构设有总秘书处和数据库两个部分，各有自己的预算和会员国。机构的定期出版物和年刊主要有上一年的活动、核能机构通信、核能数据、核废物通报、核法规通报、计算机程序摘要等。

jubian fanying

聚变反应 （fusion reaction） 两个轻原子核结合成一个较重的原子核的核反应。由于轻原子核中核子的平均结合能比中等质量数原子核核子的平均结合能要小（见结合能），因此轻核聚合成较重的原子核时将会放出能量。

作为质量最轻的 H 及其同位素（见核素）D（氘）、T（氚）之间的相互作用都能产生聚变反应。在自然界，太阳中存在着以 H 为核燃料的聚变反应，反应式为 ${}^{1}_{1}H + {}^{1}_{1}H \longrightarrow {}^{2}_{1}D + e^{+}$，${}^{1}_{1}H + {}^{2}_{1}D \longrightarrow {}^{3}_{2}H + \gamma$ 和 ${}^{1}_{1}H + {}^{3}_{1}T \longrightarrow {}^{4}_{2}He + \gamma$ 等，但这些反应的反应截面很小，人工很难实现。有希望被人工控制释放核能的聚变反应有 ${}^{2}_{1}D + {}^{2}_{1}D \longrightarrow {}^{3}_{2}He + {}^{1}_{0}n + 3.27MeV$，${}^{2}_{1}D + {}^{2}_{1}D \longrightarrow {}^{3}_{1}T + {}^{1}_{1}H + 4.03MeV$，${}^{2}_{1}D + {}^{3}_{1}T \longrightarrow {}^{4}_{2}He + {}^{1}_{0}n + 17.59MeV$ 和 ${}^{3}_{2}He + {}^{2}_{1}D \longrightarrow {}^{4}_{2}He + {}^{1}_{1}H + 18.3MeV$ 等几种，其中 ${}^{2}_{1}D$ 代表氘原子核，${}^{3}_{1}T$ 代表氚原子核，${}^{1}_{1}H$ 代表氢原子核（即质子），${}^{3}_{2}He$ 代表氦原子核，${}^{1}_{0}n$ 代表中子，e^{+} 代表正电子，γ 代表 γ 光子。在这些反应中，D-T 反应，因其核反应截面较大，较易实现，所以首先被用来实现人工聚变以获得核能。D 在地球上是自然界存在着的，可以从海水中提出；T 则可由 Li（锂）与中子的作用而获得。D-T 反应所产生的中子即可用来产生氚。

聚变反应可以产生巨大的能量（见核聚变能），但要实现可控的聚变反应还需要一定的条件。原子核由于都带有正电荷而互相排斥，只有当它们具有足够大的速度（能量），且互相接近时，才可能克服库仑斥力而发生可观察的聚变反应。因此，要使核燃料原子核发生核聚变，必须对其加热使之达到足够高的温度。随着温度的增加，轫致辐射和同步辐射等引起的能量损失也随之增加。如果在等离子体约束的时间内，聚变所产生的能量，能够抵偿加热核燃料所耗费的能量与高温核燃料等离子体在运动中辐射所损失的能量，则聚变反应才可能自持下去。（见核聚变反应堆）



kongjian hedongli zhuangzhi

空间核动力装置 (space nuclear power installation)

利用核反应产生的能量为空间飞行器提供动力的装置。核反应主要包括核裂变反应、核衰变反应及核聚变反应，也包括利用加速器引发的核反应。实现空间应用的核能有裂变能和衰变能。根据不同的任务需求、通过不同的方式，空间核动力装置可以把核能转变成电能和推进动力，这样的装置分别称为空间核电源和核推进。

核衰变反应，是原子核自发射出某种粒子而变为另一种核的过程。放射性核衰变的类型有 α 衰变、β 衰变和 γ 衰变三种，分别放出 α 射线、β 射线和 γ 射线。伴随着核衰变反应，同时有衰变能的释放。

空间核动力是未来空间活动的重要能源。随着空间技术的发展，大功率卫星、核电推进、深空探测等都需要大功率、长寿命的空间能源相匹配，空间核动力将成为这些大功率航天器的优选能源。

空间核动力装置分类 按照功能，可分为空间核电源、核推进、双模式（电源/推进）空间核动力系统三大类。

空间核电源 包括空间核反应堆电源和放射性同位素（见核素）电池。固定在星球表面的也称为星球表面核反应堆电源（也叫星球表面核电厂）。空间核反应堆电源通过静态或动态转换方式把核反应堆中裂变产生的热能转变为电能。放射性同位素电池通过静态或动态转换方式将放射性同位素的衰变能转变为电能。空间核反应堆见图 1。

核推进 分为核热推进和核电推进。核热推进利用核反应堆裂变产生的热能将工质（一般为氢）加热到很高的温度（如 3000K），高温、高压的工质从喷管排出，从而产生推进动力。核电推进则先把核反应堆裂变热能转变为电能，再利用电能电离并加速推进工质（电推进器）。核热推进的推力可以很大，比冲较高；核电推进比冲很高，但推力却相对较小。

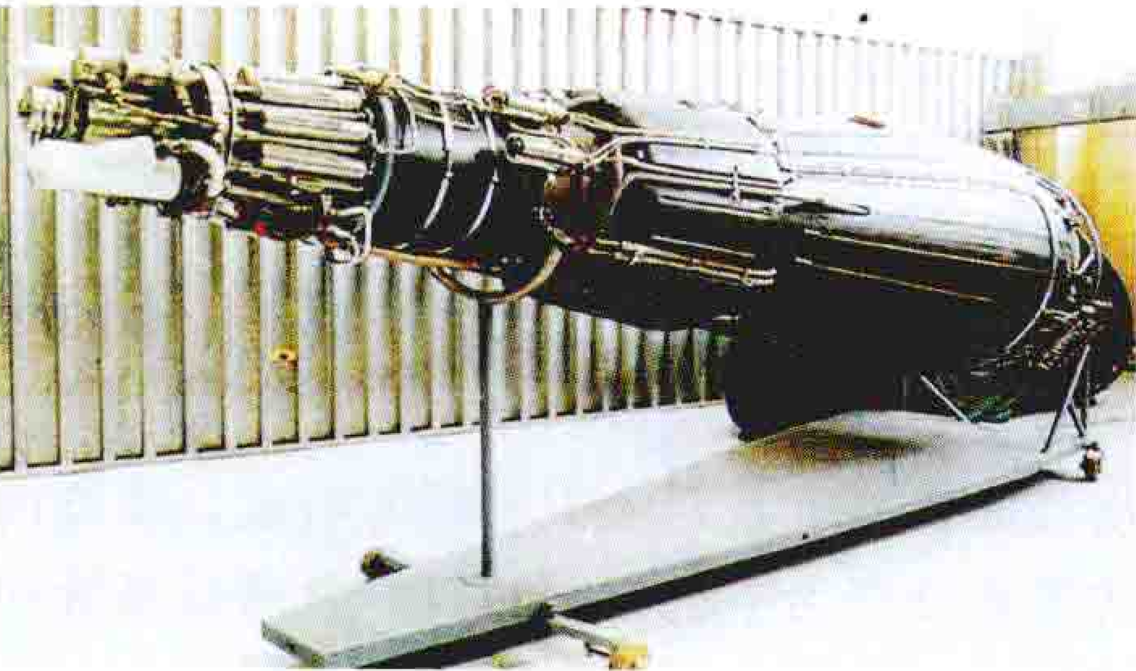


图 1 空间核反应堆

双模式（电源/推进）空间核动力系统 把空间核反应堆电源和核热推进（或电推进器）相结合，可以构成既能给航天器提供电能，又能提供推进动力的功能强大的空间核动力系统，如空间核反应堆电源、核热推进系统，以及空间核反应堆电源、核电推进系统。

空间核动力装置结构组成及工作原理 各种空间核动力装置的结构组成千差万别，在此仅以空间热离子核反应堆电源装置为例作简单阐述。

空间热离子核反应堆电源主要由反应堆、热电转换系统（包括堆内和堆外转换两种方式）、热排放系统、阴影屏蔽和自动控制系统等组成。其系统原理如图 2 所示。与地面核电厂不同的是：①对于堆内转换的空间热离子核反应堆电源，反应堆既是热源又是热电转换系统，热离子燃料元件本身就是发电管；②该装置没有汽轮发电机等机械转动设备；③通过热辐射方式（热管或液态金属或气体冷却回路）将废热排放到最终热阱宇宙空间中；④采用影子辐射屏蔽，而不是全方位屏蔽，以减少屏蔽体的质量和体积；⑤自动控制系统能自主地控制反应堆并保证其运行安全，能接收航天器系统及地面指令。

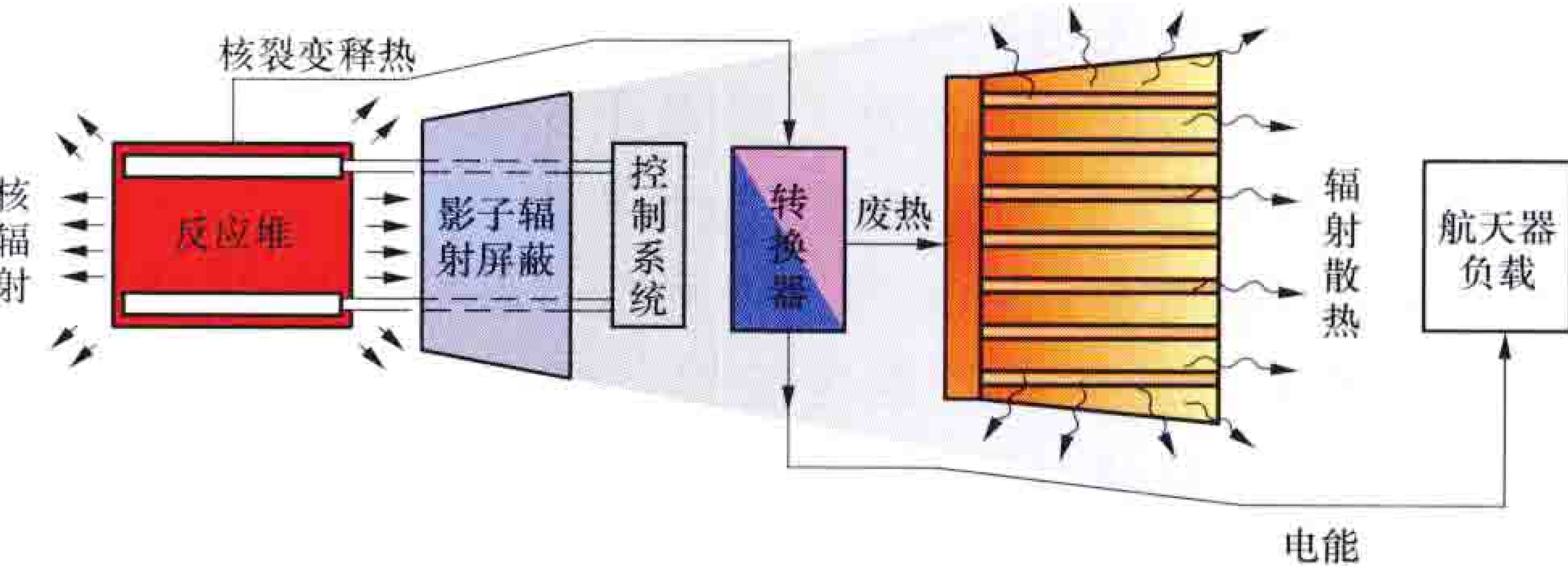


图 2 空间热离子核反应堆电源系统原理

空间核动力装置与航天器的连接采用桁架结构，发射时桁架结构收缩，运行时展开。

空间核动力装置特点 航天器使用的空间电源主要有化学电池、太阳能电池阵-蓄电池组联合电源和核电源三类。化学电池结构简单，工作可靠，内阻小，工作电压平稳，适合大电流放电，但工作寿命短，低温性能差。太阳能电池阵-蓄电池组联合电源技术成熟，性能可靠，工作寿命长，供电能力强，可实现数十千瓦的电功率，是现在应用最为广泛的空间电源。核电源与太阳能、化学能等其他空间动力相比，具有以下优点：易于实现大功率供电，可达到数千瓦至数兆瓦，且结构紧凑，比功率高，隐蔽性和机动性好；核动力航天器迎风面小，轨道寿命长，可全天候工作；具有较强的抗空间碎片撞击能力，环境适应性较强，可在范-艾伦辐射带工作；不依赖太阳，适宜于深空探测，作为月面电源可在长夜条件下工作。

空间核动力装置的安全性和可靠性 空间核动力装置就是运行在空间的核电厂，由于其特殊的工作环境和运行工况，因此，它的安全性和可靠性倍受国际社会和公众关注，常常提出比地面核动力装置更高更严的要求。空间核动力装置安全包括核电源本身的安全、运载工具和飞行器发生故障后放射性对地球环境及人类的影响，以及核反应产生的射线对航天器仪器仪表和服务舱内航天员的影响。

联合国于 1992 年颁布了《有关宇宙空间内应用核能源的若干原则》，规定了安全运行轨道（800km 或更高）、使用铀为核燃料而不用钚、入轨前反应堆不许起动、事故工况下及返回时不会达临界状态、设置轨道转移系统及粉碎系统等

一系列安全原则，以确保空间核动力装置在全寿期的核安全。

从美国、苏联发射的空间核动力装置的运行状况和安全分析结果看，空间核动力装置的安全威胁主要来自于运载工具、飞行器本身非核电源部分及反应堆的冷却剂丧失事故。据统计，全世界共发生了11次事故，包括苏联宇宙"954"事故在内均未对环境造成影响，也没有发生人身伤害后果，而且绝大部分都不是反应堆本身事故引起的。

由于空间核动力装置运行在宇宙空间中，不可维修，因此，对其可靠性的要求也很高，要求制订严格的可靠性大纲，对装置涉及的材料、部件、设备及系统的可靠性进行严格筛选和考验，以确保核动力装置的高运行可靠性。

空间核动力发展和应用概况 空间核动力技术属于国家战略关键技术，美国、俄罗斯（苏联）等核与航天大国在20世纪40年代便投入大量人力、物力进行研发，并均已实现核动力的空间应用。美国于1961开始向空间发射核动力装置的飞行器，于1965年将人类第一个基于热电偶转换的空间核反应堆电源（SNAP-10A）送入太空，苏联于1987年将两颗指标更先进的热离子核反应堆电源送入太空，迄今为止，美国、俄罗斯（苏联）已累计发射了90个空间核动力装置，其中39个为空间核反应堆电源。

除空间核电源外，美国、俄罗斯（苏联）均于20世纪50年代着手开始研制核推进装置，但均未实现空间应用，仍处于地面样机研制阶段。另外，开展了月球、火星表面核电站及载人核飞船等研究，并取得了很好的成果。法国、日本等也积极介入空间核电源的研究。

大功率、长寿命核电源、大推力高比冲核推进、电源/推进双模式空间核动力系统是今后空间核动力技术的发展方向。

kongzhibang weizhi zhishi

控制棒位置指示 (control rod position indication)

对各类控制棒插入堆芯深度的检测和指示。控制棒位置检测装置有电位器、自整角机、磁耦合变压器和舌簧开关等多种形式。控制棒位置指示装置可通过指示仪表（指针式或数字式）和条带指示器在主控制室正面盘上给出控制棒位置指示，同时通过核电厂数据处理计算机在视频显示器（VDU）上显示控制棒位置信息。

对于包含在高温高压冷却剂密封系统内的控制棒，如压水堆控制棒，一般都采用磁耦合变压器型的位置检测器。变压器型的位置检测器由一次线圈和二次线圈组成，线圈绕在承压管外面，在承压管内部装有与控制棒连接在一起的由导磁材料制作的驱动轴。线圈间的耦合关系取决于驱动轴的位置。变压器型的位置检测器可以是模拟式的，即两个线圈的长度均和控制棒全行程相等，二次线圈输出的信号与控制棒位置高低成正比；也可以是数字式的，二次线圈为沿驱动轴行程均匀配置的多个独立线圈，当驱动轴末端通过时，该线圈输出信号状态发生变化，通过对每个二次线圈上输出信号的检测，可获得与控制棒位置对应的数字编码信号。

舌簧开关型的位置检测器由安装在驱动轴上端的磁钢和沿驱动轴行程均匀配置的一组舌簧开关组成，当磁钢通过时，位于承压管外的某舌簧开关状态发生变化，从而发出相应的控制棒位置信号。

kuaidui benti

快堆本体 (fast reactor complex)

快堆本体结构根据反应堆及一回路冷却剂系统的主泵和热交换器等设备的布置形式分为回路式和池式两种。回路式结构是将反应堆主泵和热交换器分开布置在单独的工艺间内，彼此用管道连接起来。池式结构是将这些设备集中布置在主容器内（通常称钠池）。池式结构具有固有安全性，世界上已建或正在设计建造的快堆大多采用池式结构。

采用池式结构的一回路冷却剂在主容器内沿下列路线流动：冷钠在钠循环泵的驱动下，沿压力管流入栅板联箱，再流经堆芯组件，将燃料棒中热量带出进入堆芯组件上方热钠区。在钠循环泵汲入口负压作用下，热钠由堆芯上方区域穿过堆内屏蔽组件进入中间热交换器，流过中间热交换器壳程，将热量传递给二回路系统钠带出。之后，再流入堆内支承结构内，进入一次钠循环主泵吸入口。

采用池式结构的快堆本体由堆芯组件、反应堆容器、堆内构件、一回路冷却设备、堆内燃料操作设备、控制棒驱动机构等组成。

快堆堆芯组件 由燃料组件、控制组件、转换区组件、屏蔽组件和中子源组件等组成。（见快中子增殖堆核电厂）

快中子增殖堆反应堆容器 由主容器和保护容器两层组成。有座装式和吊装式两种布置形式。

主容器　一个焊接而成的圆筒形容器，主要材料为奥氏体不锈钢，由底封头、锥顶盖、上筒节、支承环、支承筒、下筒节、支承颈焊接而成。容器筒体及底封头无任何贯穿件，所有设备都由容器顶盖上引入。它包容堆芯组件、堆内构件及一次钠，为一次压力边界，同时还支承用于燃料操作的旋塞设备。

保护容器　用于在主容器发生泄漏时包容钠，维持一回路钠的循环。主要材料为奥氏体不锈钢，由接头、底封头、支承裙、支承环、锥形支承筒、上筒节和膨胀节组成。

快堆堆内构件 主要由堆芯支承结构、堆内支承结构、堆内屏蔽、一回路压力管、钠循环泵支承和中间热交换器支承等组成。堆内构件材料大部分采用不锈钢。

堆芯支承结构　由栅板联箱和围桶组成，用以支承及固定燃料组件和其他组件；形成冷却剂通道，进行分配通过堆芯和其他用钠部件的钠流量。

堆内支承结构　由同心布置的衬套、径向肋片和水平板组焊而成的箱式结构，用于支承堆芯支承结构、泵及其支承、中间热交换器及其支承，以及堆内屏蔽。同时，其内腔还是载热剂由中间热交换器到泵入口的循环流道。

堆内屏蔽　由径向内外屏蔽，上下屏蔽等组成，按堆内布置要求，其结构形式分别为不锈钢圆套筒、含硼石墨管和不同直径的不锈钢棒。

一回路压力管　冷却剂由泵出口到栅板联箱入口的流动通道，由管道组焊而成。

钠循环泵支承　由支承圆筒、泵出口件和外热屏蔽、内热屏蔽等组成，焊装在堆芯支承结构上。

中间热交换器支承　由上下支承套、密封环、温度测量用的热电偶及热屏蔽组成，坐焊在堆芯支承结构上。

一回路冷却设备 布置在主容器内，有钠泵、栅板联箱和中间热交换器。（见快堆冷却剂系统）

堆内燃料操作设备 布置在主容器内，有装、卸料提升机和换料机，承担将新燃料装入堆芯、乏燃料卸出堆芯的功能。（见快堆燃料操作系统）

快中子增殖堆控制棒驱动机构 驱动控制组件作上下运动的设备。一般为“机电”型结构，采用伺服式电动机驱动，以齿轮-齿条或丝杠-螺母传动方式将电动机的旋转运动转换成带抓手的主轴的往复直线运动。

控制棒驱动机构是密封式，能可靠地密封反应堆气腔的气体。每台控制棒驱动机构包含两个传动链，即主轴伺服传动装置链和抓手伺服传动装置链。主轴伺服传动装置链用于实现带抓手主轴的上下运动，以及控制棒的快速插入。抓手伺服传动装置链则用于远距离操作主轴与控制棒组件的连接与脱离，而又不破坏反应堆一回路的密封。

kuaidui hedao fuzhu xitong

快堆核岛辅助系统

(fast reactor nuclear island auxiliary system) 支持反应堆一、二回路冷却剂系统正常运行所需的工艺系统，包括钠充入和排出系统、钠净化系统、钠质量分析和监测系统等。

钠充入和排出系统 在反应堆运行前将钠存入一回路和二回路钠储存罐中。向反应堆主容器及钠工艺系统充钠时，首先充入二回路钠储存罐，然后用泵将钠充入一回路钠储存罐。在将钠充入反应堆主容器前需净化。系统的预热和系统内钠介质温度维持靠电加热丝来实现。钠储存罐有接收一、二回路排放钠的功能。为接收反应堆主容器或工艺系统中低位处的钠，系统中设置扬液器。

钠净化系统 在反应堆运行过程中，堆内组件、结构材料等在钠中腐蚀，燃料元件发生破损裂变产物会迁移到钠中，在换料操作中会带入一些杂质进入钠中，因此，钠需要不断净化，保持品质，保证运行安全。设置钠净化系统用于清除钠中杂质，保持钠的纯度，满足反应堆运行所要求的钠品质性能指标。要求在反应堆起动前、运行期间、换料和检修后都需要投入运行。除去钠中杂质，通常采用的方法是过滤、冷阱净化等。

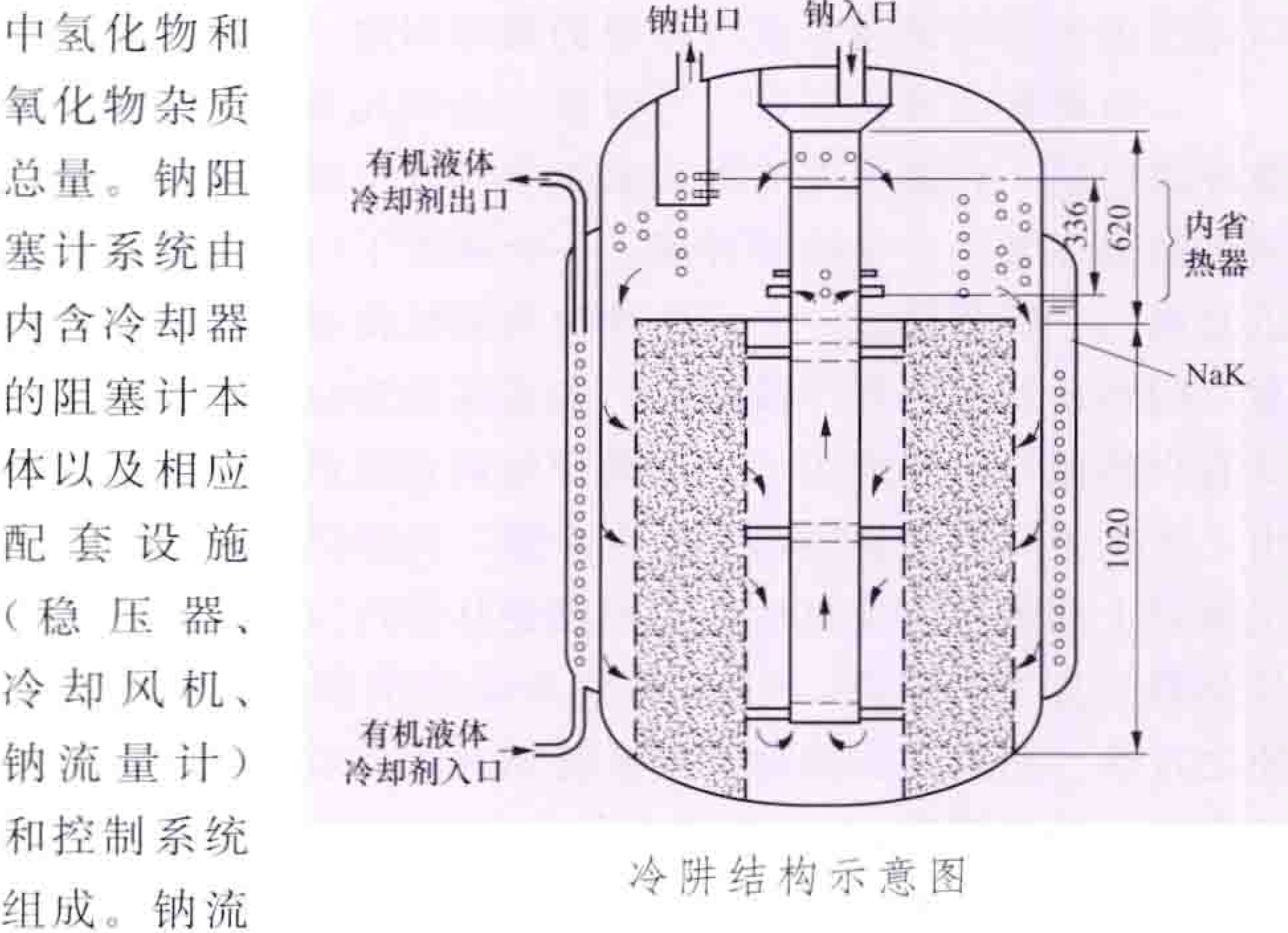
过滤 采用孔径为几微米的不锈钢丝网或不锈钢陶瓷作为过滤网元件，对钠中氧化物杂质过滤，效率一般达80%～90%。为防止杂质在滤网元件上结晶而堵塞滤孔，滤床温度应稍高于钠温。

冷阱净化 钠中大部分杂质的溶解度随温度降低呈指数规律下降，当钠流过冷阱中填有金属丝网的冷却区时，钠中杂质便在丝网上析出或通过杂质浓度差作驱动力使钠中杂质向冷却区扩散。冷阱结构见图。一回路冷阱中钠及沉积的杂质有很强的放射性，为带走冷阱内钠的热量，防止冷阱破损泄漏出放射性物质，一回路冷阱外面设有用钠钾合金作冷却剂的夹层，夹层内有充满液体有机冷却剂的蛇形管。冷阱内钠的热量通过冷阱容器壁传给钠钾合金，进而传给有机冷却剂，最终由空气冷却器散发到空气中。

钠质量分析和监测系统 用于分析和监测钠中杂质元素、氧化物、氢化物和核裂变产物等含量。系统由一回路钠取样系统、钠阻塞计系统和γ光谱及铯监测系统组成。

一回路钠取样系统 通过对钠的取样在实验室进行钠中杂质离线分析。

钠阻塞计系统 用于在线监测一、二回路和事故余热排出系统的钠中氢化物和氧化物杂质总量。钠阻塞计系统由内含冷却器的阻塞计本体以及相应配套设施（稳压器、冷却风机、钠流量计）和控制系统组成。钠流经阻塞计本体时，钠被空气冷却器冷却，当钠温降至钠中杂质饱和温度以下时，杂质便在阻塞孔内析出，同时流经阻塞孔的钠流量开始下降。钠流量开始下降时阻塞孔处钠的温度称阻塞温度。不同阻塞温度对应不同的氧化物和氢化物含量。



冷阱结构示意图

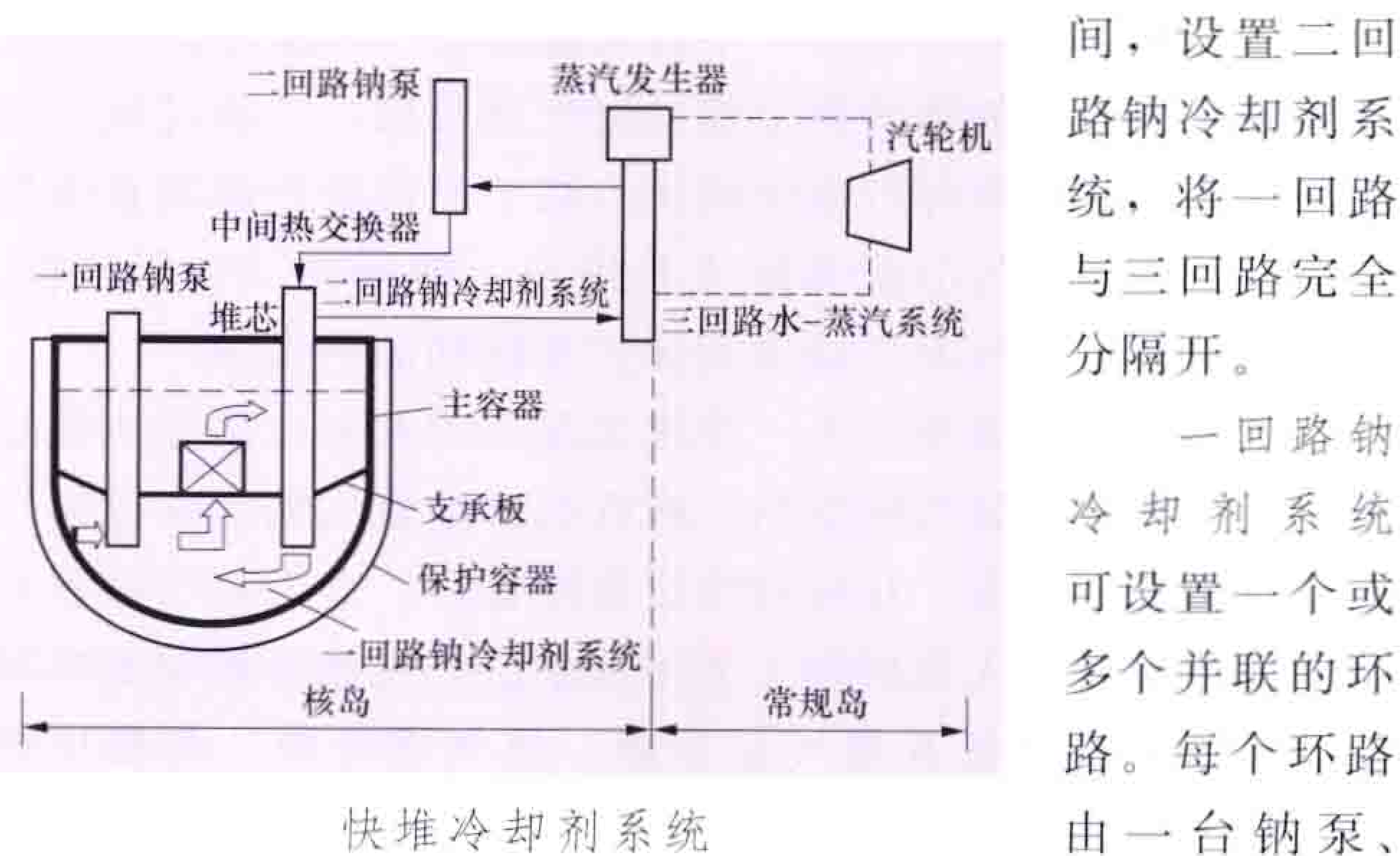
γ光谱及铯监测系统 用于在线分析和监测一回路钠放射性杂质含量。γ光谱用于监测一回路钠中裂变产物、结构材料活化产物的含量。铯监测系统用于测定燃料元件破损时进入钠中的铯含量，它与缓发中子测量系统和覆盖气体放射性监测系统一起，实现燃料元件破损在线监测的多样化。

kuaidui lengqueji xitong

快堆冷却剂系统

(fast reactor coolant system) 用以冷却堆芯，将堆芯热量载出并通过冷却回路产生过热蒸汽的系统。其功能为：①冷却堆芯，保证燃料组件温度处于安全限值内；②进行传热，将堆芯核裂变产生的热量载出，并通过二回路钠冷却剂系统传至三回路汽轮机组进行发电。快堆冷却剂系统通常又称为热传输系统。

国际上已建成的21座快中子增殖堆中有18座采用钠作为冷却剂。钠冷快堆采用钠-钠-水（汽）三回路的热传输方式（见图）。快堆冷却剂系统主要指一回路钠冷却剂系统和二回路钠冷却剂系统。设置二回路的主要原因是由于一回路的冷却剂钠有强放射性，堆芯中也不允许有水进入，为了避免出现带有放射性的钠与水发生反应，在一回路和三回路之间，设置二回路钠冷却剂系统，将一回路与三回路完全分隔开。



快堆冷却剂系统

一回路钠冷却剂系统 可设置一个或多个并联的环路。每个环路由一台钠泵、

一个或多个中间热交换器和公用的堆芯栅板联箱组成。冷池中钠经钠泵叶轮增压，沿泵出口至压力管进入堆芯栅格联箱，然后进入堆芯。被燃料元件加热后的高温钠在热钠池中搅混，进入中间热交换器入口，把热量传给二回路钠，从出口流出返回到冷钠池形成冷却剂的循环回路。

二回路钠冷却剂系统　可设置一条或几条并联环路。每条环路包括一台蒸汽发生器或多组蒸汽发生器模块、一台二回路钠循环泵、一个钠缓冲罐、一台或若干台中间热交换器以及阀门、管道组成。二回路冷却剂系统设备布置要保证依靠二回路系统热段和冷段温差，实现在钠泵故障停止工作后具有自然循环排热能力。二回路冷却剂系统低温钠由钠泵排出，进入中间热交换器的中心下降管，经换热管束由中间热交换器上部流出、加热后的二回路钠从蒸汽发生器下部进入过热器并自下向上流，与水-蒸汽系统中的蒸汽进行热交换使之过热。然后二回路冷却剂系统钠在蒸发器中自上而下流过壳侧，并在那里与水-蒸汽系统中的水进行热交换。钠流出蒸发器，经钠缓冲罐返回钠泵，完成二回路冷却剂系统的钠循环。

二回路冷却剂系统的钠缓冲罐容积可以补偿系统钠容积的变化，还能减轻钠-水反应产生的压力波冲击。罐上设置监测仪表，辅助监测蒸汽发生器泄漏情况。

kuaidui qiti xitong

快堆气体系统　(fast reactor gas system)　钠介质覆盖气体和钠工艺间事故时保护气体的接收、分配等工艺系统。快中子增殖堆大多采用钠作为反应堆冷却剂。由于钠是化学性质活泼的碱金属，遇水或空气将发生化学反应，降低冷却剂品质，还可能使包容体超压，破坏压力边界完整性。钠冷快堆中沾钠设备如反应堆容器、钠泵、钠缓冲罐等都有惰性气体覆盖，常用的是氩气，以隔离钠与空气等介质的接触。在一回路钠系统的工艺间，为防止管道钠的泄漏而发生钠火，工艺间需要充氮。

快堆气体系统包括氩气接收系统，一、二回路氩气分配系统，氩气吹扫与衰变系统，气体加热系统，氮气系统等。

氩气接收系统　用于接收经过净化达标后的工业氩气，氩气先进入一回路氩气分配罐，然后将氩气分配给其用户。

一回路氩气分配系统　主要功能是在一回路冷却剂系统中的容器和设备的钠液面上建立一定压力氩气覆盖层，以防止钠与空气接触。压力根据设备工艺要求和密封要求调节。一回路氩气分配系统主要用户为主容器、保护容器、容积补偿容器、燃料转运桶、一回路储钠罐等。

二回路氩气分配系统　主要功能是在二回路冷却剂系统及辅助系统设备的钠液面上建立氩气覆盖层，并通过氩气压力来保证二回路冷却剂系统的压力高于一回路冷却剂系统的压力。二回路氩气分配系统主要用户：钠缓冲（补偿）罐、二回路钠泵、蒸汽发生器事故保护系统和沾钠设备。

氩气吹扫与衰变系统　在覆盖氩气的放射性活度达规定值时用于气腔内氩气的吹扫，被吹扫出的氩气储存在放射性衰变罐中进行衰变，在放射性活度降低后，送入氩气接收系统重复使用或进入放射性工艺排放系统，过滤后排放到环境中。系统主要设备有氩气衰变罐、氩气缓冲罐、薄膜压缩机、油气分离器、过滤器等。

气体加热系统　在反应堆充钠前，通过对容器内氩气循环加热，实现反应堆主容器、主容器内设备及堆内构件、反应堆保护容器等的预热。

氮气系统　包括氮气储存、运输和分配系统。功能是：①用于在钠工艺间发生管道钠泄漏发生钠火时房间内充氮灭火；②用于对沾钠设备进行清洗。

kuaidui ranliao caozuo xitong

快堆燃料操作系统　(fast reactor fuel handling system)　快堆堆内外换料操作系统和新燃料、乏燃料工艺运输系统的总称。燃料操作系统的功能是：①将新燃料组件运送到新燃料储存库临时储存；②将新燃料组件从新燃料储存库运输到反应堆厂房，并装入转换桶里；③将新燃料组件从转换桶送到转运室；④对反应堆堆芯内的组件进行换料操作；⑤将反应堆堆芯内的乏燃料组件卸出，并放入转换桶临时储存；⑥清洗乏燃料组件上的钠，并利用乏燃料组件倾斜运输机将其运到乏燃料储存池；⑦将乏燃料组件装入乏燃料运输容器。

设计要求　①金属钠不透明，在液态钠下被操作的对象不可见，燃料组件排列紧密，要求操作系统有准确的定位系统和监督系统。②一回路钠有很强的放射性，又不能与空气接触。要求操作系统必须在有惰性气体（如氩）保护的密封环境中进行。换料操作设备在堆容器顶部贯穿处不能破坏堆容器的密封。③堆内钠温很高，操作设备部分部位，如传动丝杆、轴承等机件工作在高温钠中，要求摩擦副材料有良好的抗自焊、耐磨损性能，要求操作机抓手对目标有良好的偏心适应能力，以适应热膨胀引起的堆内构件变形和位移。④要考虑钠蒸气冷凝在操作设备上部空隙的气溶胶阻碍部件运动的特殊问题。⑤由于辐照过的燃料组件有很高的衰变余热，要求能把乏燃料组件从堆芯燃料组件位置转移到堆内储存井位置，暂存一定周期后再卸出反应堆。

类型和操作流程　可分为热室式和旋塞式两类。热室式燃料操作系统换料时间长，换料时，热室必须充以惰性气体，并将受到钠蒸气的沾污，换料均需远距离操作，操作设备十分复杂。国外快堆燃料操作系统大多数采用旋塞式燃料操作系统，它不破坏堆容器密封，有堆内操作监督系统，操作的可靠性在工程上得到充分验证。中国实验快堆采用旋塞式燃料操作系统和直动式操作机来完成燃料更换操作，见图。装换料操作流程为：

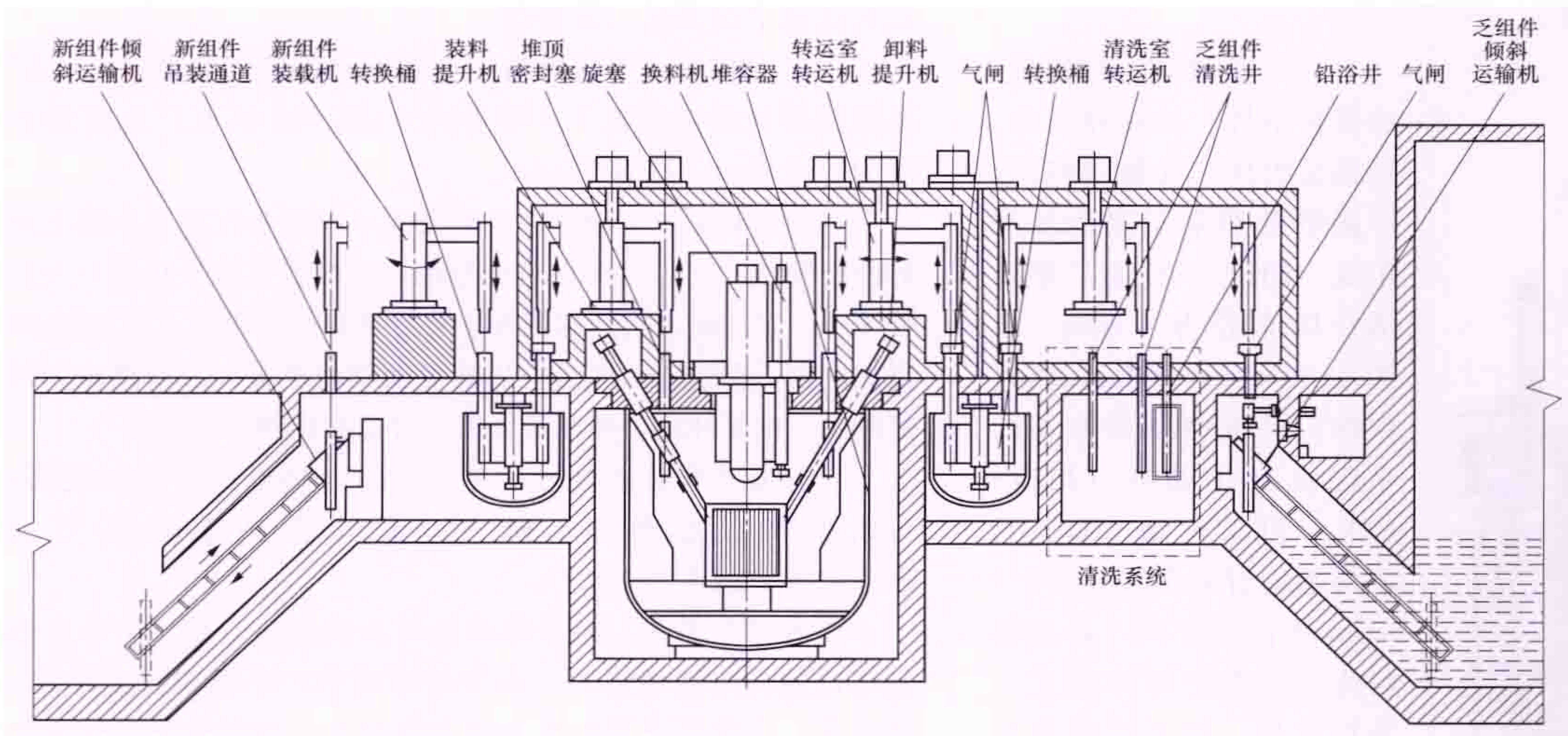
(1) 新组件由新组件倾斜运输机将其送到转换桶间，与新组件吊装通道中心对中。

(2) 用新组件装载机将新组件吊出，经传换桶、转运室转运机等设备将新组件运至装料提升机吊桶内。

(3) 由装料提升机运至堆内中间转换位置，再由旋塞和换料机运至堆内指定位置。

(4) 将乏燃料组件从堆内储存位置由旋塞和换料机运至堆内的卸料提升机吊桶内，由卸料提升机运至堆内卸料口通道。

(5) 用转运室转运机将乏燃料组件从卸料提升机吊桶内吊出，经转换桶、气闸、清洗室转运机等设备将其运至清洗井中清洗，并将清洗后的乏燃料组件运送至乏燃料组件倾斜运输机插座上。



燃料操作系统流程

(6) 利用乏燃料组件倾斜运输机将清洗后的乏燃料组件运送至水池，然后利用水池操作工具将乏燃料组件运至乏燃料储存水池储存架中储存。

kuaizhongzi zengzhidui hedianchang

快中子增殖堆核电厂

(fast breeder reactor nuclear power plant) 由快中子引起链式裂变反应并将所释放出来的热能转换为电能的核电厂。由于快中子反应堆在运行时，能在消耗易裂变核素的同时生产易裂变核素，且能使所产多于所耗，实现易裂变核素增殖，故称为快中子增殖堆（简称快堆）核电厂。

增殖工作原理 自然界存在的唯一易裂变核素是铀-235，它在天然铀中的丰度只有 0.71%。而约占 99.3% 的铀-238 如能吸收中子，经两次衰变反应后，会生成另一种易裂变核素钚-239。反应堆运行时，每消耗 1 个易裂变核所产生的易裂变核的数量称为转换比。当转换比大于 1 时，也称为增殖比。易裂变核吸收 1 个中子发生裂变反应释放的中子数（η）为 2～3 个。显然 η 大于 2，才有可能增殖。图 1 给出了 η 随入射中子能量的变化曲线。在快中子能量区，η 大于 2，这是热中子反应堆不能增殖，只有快中子反应堆才能增殖的物理依据。

快堆的装料量与快堆每年产生的易裂变核素量扣除消耗量后的净产生量之比称为倍增时间，即快堆经过这段时间运行，可生出一座快堆用的初装燃料。采用氧化物燃料的快堆，倍增时间为 15～20 年；采用金属燃料的快堆，倍增时间可以短到 10 年左右。

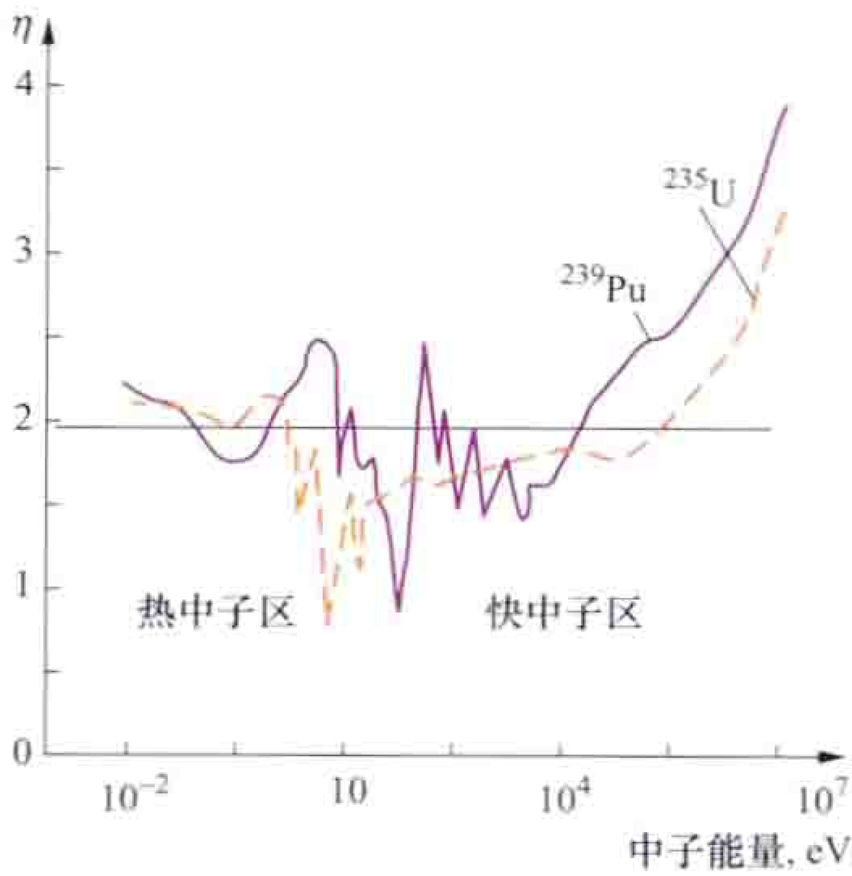


图 1 η 随入射中子能量的变化曲线

除了能增殖核燃料外，快堆还有三个重要的用途：①把核裁军裁减下来的武器级钚烧掉。在热中子堆中也能利用这种钚，但用于快堆效率更高。②热堆核电厂乏燃料中会产生一些寿命长达几十万年至百万年量级的放射性锕系元素，将其分离出来，做成燃料放到快堆中嬗变，使其转变成较短寿命的裂变产物，这是较现实合理的处理方法。一座快堆能嬗变 5 座左右同等功率热堆产生的次锕系元素。③在快堆的转换区中，转换出的钚中钚-240 含量小于 3%，属于武器级钚。

核电厂组成 快堆内不能用慢化能力强的慢化剂和冷却剂。快堆中冷却剂可采用氦气、钠、钠钾合金、铅及铅铋合金等，主要选择钠作为冷却剂。钠热导率高、沸点高，可在低压下运行，中子吸收截面不大；但钠与空气中的氧气、水等会发生化学反应，容器或管道中钠泄漏到空气中会发生钠火，水进入反应堆会导致反应堆气腔压力升高、钠水反应产物会影响反应堆安全等。因此，采用钠做冷却剂的快堆均设置中间钠回路，即堆芯热量通过一回路钠系统、二回路钠系统、三回路水和蒸汽热传输系统，产生蒸汽推动汽轮发电机发电。

快堆核电厂由反应堆本体、二回路钠系统、三回路水和蒸汽热传输系统、燃料操作系统、安全系统、气体系统、核岛辅助系统等组成（燃料操作系统、气体系统、核岛辅助系统分别见快堆燃料操作系统、快堆气体系统、快堆核岛辅助系统）。俄罗斯的БН-600 核电厂为比较典型的快堆核电厂（见图 2）。

反应堆本体 БН-600 核电厂的反应堆本体包括堆芯组件、堆内构件、顶盖、一回路系统的主泵和中间热交换器及

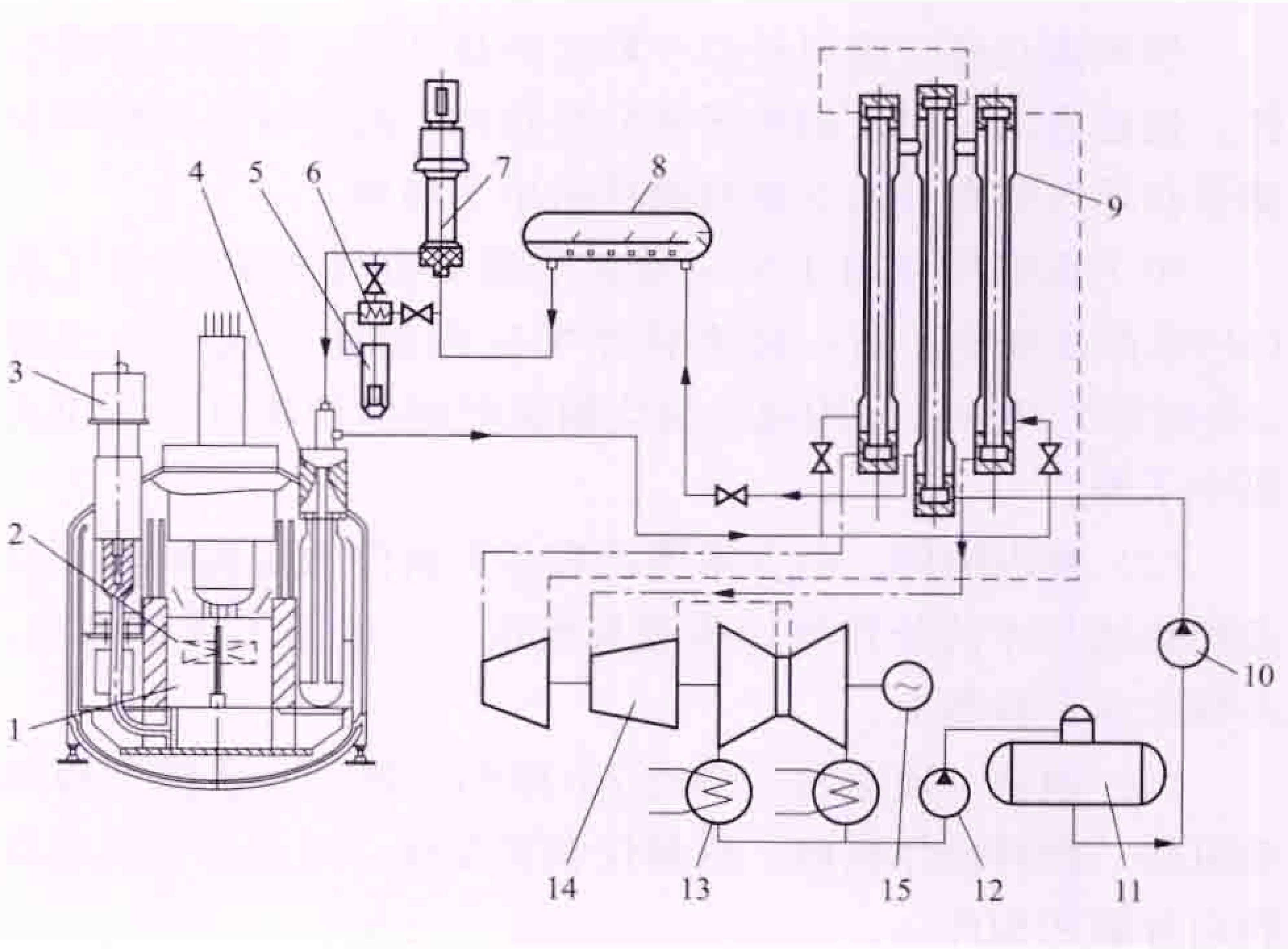


图 2 池式钠冷快堆系统图（БН-600）

1—反应堆；2—堆芯组件；3—一回路钠泵；4—中间热交换器；5—冷阱；6—省热器；7—二回路钠泵；8—钠膨胀箱；9—蒸汽发生器；10—给水泵；11—除氧器；12—冷凝泵；13—凝汽器；14—汽轮机；15—发电机

主容器等部件，见图3。

(1) 快堆堆芯组件。由燃料组件、控制棒组件、转换区组件、反射层组件、屏蔽组件和中子源组件等组成。БН-600核电厂燃料活性区直径为2.05m、高为1.03m，有369个燃料组件。快堆燃料最常用的是混合氧化铀环（PuO_2-UO_2）和氧化铀（UO_2），燃料芯块封装在直径为6～8mm的包壳管内，形成燃料棒。快堆燃料棒按正三角形排列，用不锈钢绕丝定位，形成棒束，装入套管内，其上下端分别与操作头和管脚相连，燃料组件套管是六角形管。组件内所含燃料棒数目与反应堆的功率水平等相关，少到37根，多至271根。БН-600核电厂燃料组件内有127根燃料棒，其外径为6.9mm。燃料棒包壳材料和组件结构材料一般采用铬镍奥氏体不锈钢。为了提高其抗辐照肿胀和蠕变性能，可采用含钛和冷加工铬镍奥氏体不锈钢材料。

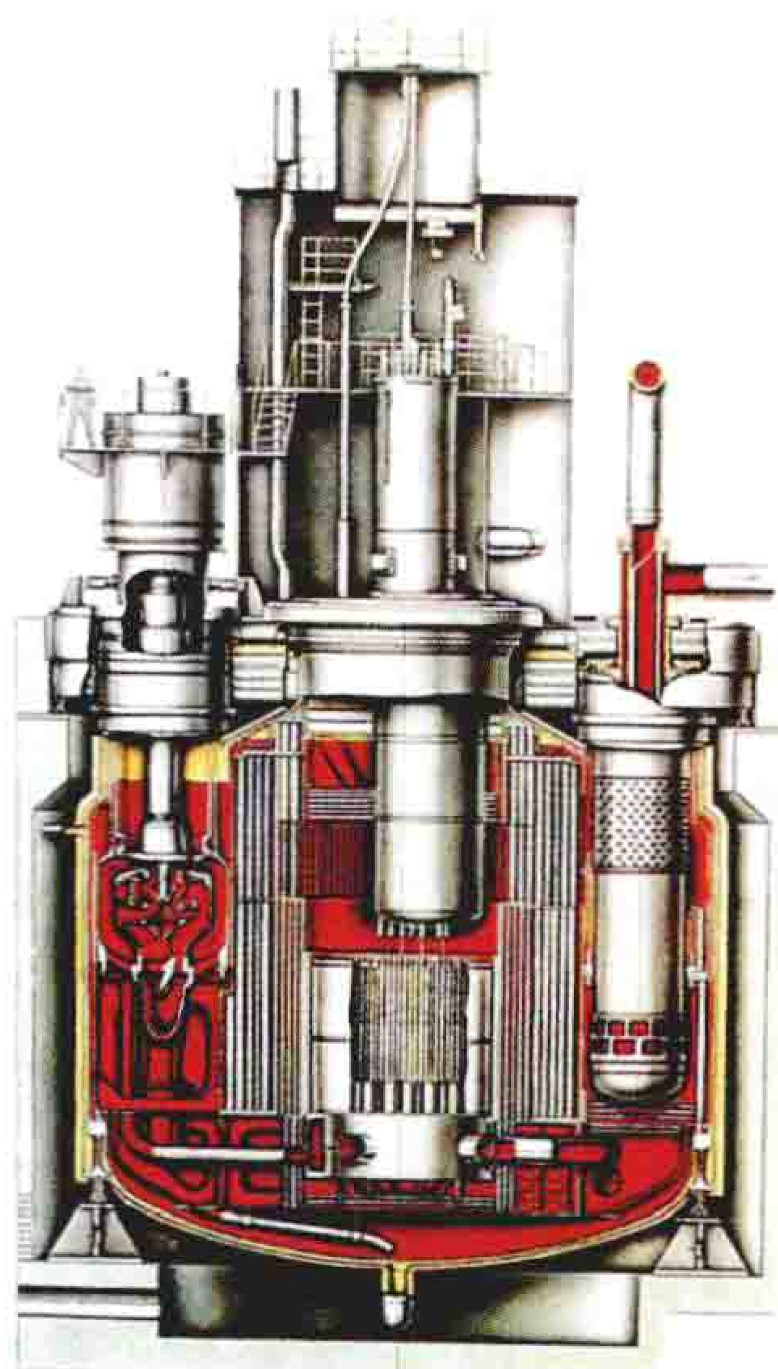


图3 俄罗斯БН-600型快中子增殖反应堆本体

快堆控制棒组件由吸收体棒束、导向管组成，一般采用^{10}B丰度高的B_4C作为中子吸收材料。结构材料采用铬镍奥氏体不锈钢。

快堆转换区组件的外形尺寸与燃料组件相同，但棒的芯体是贫化氧化铀芯块，棒外径较粗。转换区组件紧靠布置在燃料组件外围。

快堆反射层组件用于将堆芯中逃逸的部分中子反射回去，以提高中子利用率，同时也起到避免钠池内设备和部件遭受过量中子照射。

快堆碳化硼屏蔽组件位于堆芯的最外围，紧邻反射层组件，把逃逸出反射层的中子部分吸收掉，减少对外围构件及储存在堆内储存井的乏燃料组件的中子辐照。

中子源组件有用于反应堆首次装料起动的初级中子源（钋-铍源或锎中子源）和换料停堆后再起动的次级中子源（锑-铍源）两种。采用混合氧化铀钚燃料的快堆也可不用次级中子源。

(2) 堆内构件。由支承堆芯和各类组件的栅板联箱，以及把热钠与冷钠分开的一些隔板组成，一般用不锈钢焊成，并固定在主容器上。

(3) 顶盖。顶盖是一个约2m厚的、用于支承控制棒驱动机构、燃料操作机构、测量仪表贯穿件，以及用于反应堆径向屏蔽的构件。

(4) 主泵。主泵是立式离心泵，悬挂在顶盖上。由于它的轴很长，驱动电动机与泵体之间要很好密封，以防止钠与空气接触，因此结构较复杂。

(5) 中间热交换器。中间热交换器悬挂在顶盖上。放射性水平高的一回路钠流经中间热交换器，在其中将热量传给放射性水平很低的二回路钠。

(6) 主容器。主容器是一个圆柱状不锈钢容器，与一回路钠接触的部件都置于主容器内。БН-600核电厂主容器直径为12.86m，高为12.6m。

二回路钠系统　放射性水平高的一回路与汽水三回路之间的中间回路，它的工作介质也是钠，但放射性水平很低。一旦处于二、三回路之间的蒸汽发生器传热管发生破损，发生钠-水反应，也不会造成一回路中的放射性物质泄漏。二回路由二回路钠泵、钠缓冲罐、蒸汽发生器、管道和钠阀等组成。

三回路水和蒸汽热传输系统　由于快堆冷却剂温度高，可以生产过热蒸汽。БН-600核电厂的蒸汽压力为14.2MPa，温度为505℃。

燃料操作系统　快堆燃料操作系统的特点是：①单盒燃料组件的反应性相当大，必须停堆换料；②燃料比功率高、燃耗深，停堆后乏燃料组件的衰变热大，换料操作要在钠液面以下进行；③钠不透明，燃料操作是不可见的。由于要严格防止钠与空气接触，所有钠液面上都要用惰性气体覆盖，燃料和其他组件都要在密闭状态下进行"暗箱"操作；④乏燃料组件进入储存水池之前必须进行除钠和燃料元件是否破损检查。因此，快堆燃料操作系统相当复杂。

快堆乏燃料储存一般是先将乏燃料组件在反应堆内进行初级储存，随堆运行一段时间经衰变后，再从反应堆中卸出送到乏燃料储存水池中储存。

安全系统　池式快堆将放射性钠包容在主容器内，主容器外有保护容器。一回路放射性钠唯一引出主容器外的净化系统采用双层管；堆顶盖上方有一个防护罩，这些设施组合起来构成一次包容体。由于反应堆气腔中压力低，即使发生事故也不会在厂房中产生多大的压力，反应堆厂房设计上主要考虑防御外部冲击。

主容器内有大量钠，其热容量大，停堆后由衰变热引起的钠升温很慢。在钠池中设置独立热交换器，它的二回路用钠或钠钾合金作工质，后面带一个空气冷却器，回路靠自然循环运行，可实现事故工况非能动余热排出。

快堆设置反应堆容器超压保护系统，用来保护反应堆主容器和保护容器，以避免容器内的覆盖气体压力超过限值。

快堆设置蒸汽发生器事故保护系统用以保护蒸汽发生器和二回路系统压力边界。

发展简史　早在1946年，美国就建成了世界上第一座热功率为25kW的克莱门汀（CLEMENTINE）实验快堆，1951年建成了能发电的实验快堆EBR-1，至1996年又建造了4座实验快堆。英国、德国等于20世纪60～70年代建造了实验堆和原型堆。法国于1967年建成狂想曲实验堆（Rapsodie），1973年建成原型堆凤凰（Phenix），1985年与意大利、德国合作建成超凤凰商用验证堆（Superphenix），其电功率高达1200MW，成为快堆技术最先进国家之一。但是从90年代开始，这些国家纷纷放慢快堆商用的速度，主要是核能发展远没有原先想象的那么迅速，90年代又发现一些大铀矿，再加上核裁军裁减下来不少武器钚，因此，核燃料绰绰有余，客观上不需要增殖；同时快堆尚未商用推广，经济性上无法竞争。从政治方面来说，因为快堆要用钚，又能生产钚，往往成为反核的重点对象，例如，法国的"超凤凰"堆，经过十多年努力，本来已经可以满功率发电

取得经济效益了，就因为绿党反对而于 1998 年关闭。

苏联从 1957 年建成 БР-5 实验快堆开始，先后建成了实验快堆 БОР-60（1968 年）、原型快堆 БН-350（1972 年）和 БН-600（1980 年）。特别是 БН-600（电功率为 600MW），建成后运行情况十分好，无论是可用率、负荷因子，还是安全记录都是苏联核电厂中最好的，也是世界上运行最成功的原型快堆核电厂。尽管由于政治变动，俄罗斯有段时间经济情况不佳，仍大力发展快堆，正在建造 БН-800（电功率为 800MW）核电厂。

日本一直致力于发展快堆，于 1977 年建成实验堆“常阳”（JOYO）后，又于 1992 年建成电功率为 300MW 的原型快堆“文殊”（MONJU）（见图 4）。1997 年“文殊”堆发生了二回路非放射性钠的泄漏事故，但政府仍宣称要继续推进快堆发展计划。印度于 1985 年建成实验快堆 FBTR，并于 2003 年开始建造电功率为 500MW 的 PFBR 原型快堆。国外快堆发展情况见表。

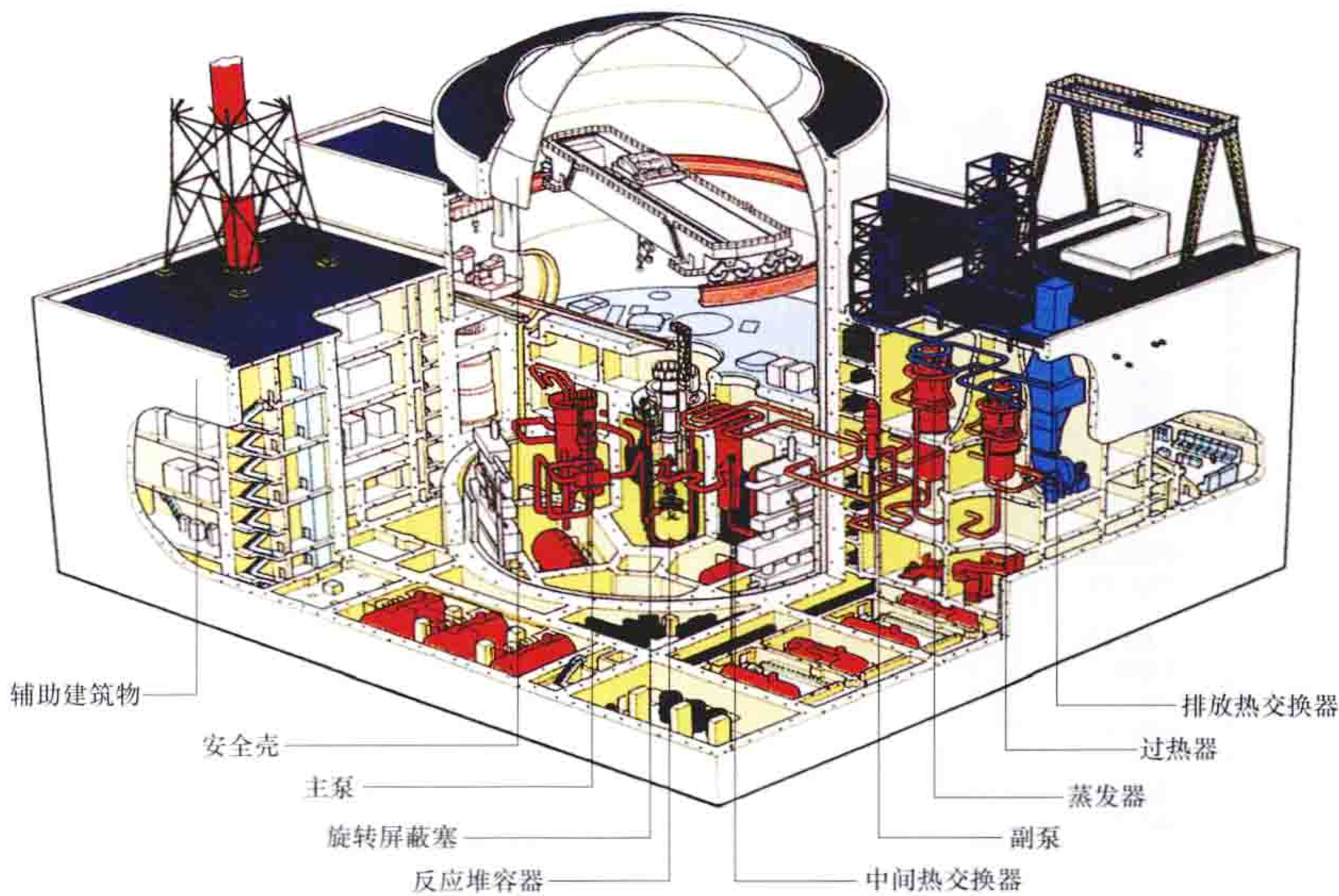


图 4　日本“文殊”原型快中子增殖反应堆总体布置

国外快堆发展情况

国家	堆　　名	热功率（MW）	电功率（MW）	类别	建成时间	关闭时间
美国	CLEMENTINE	0.02		实验堆	1946	1953
	EBR-Ⅰ	1.4	0.2	实验堆	1951	1963
	FERM Ⅰ	300	60	实验堆	1963	1973
	EBR-Ⅱ	62.5	20	实验堆	1963	1998
	SEFOR	20		实验堆	1969	1972
	FFTF	400		实验堆	1979	1996
	CRBR	975	350	原型堆	1983 停建	取消
苏联	БР-5	10		实验堆	1957	2003
	БОР-60	60	12	实验堆	1968	
	БН-350	1000	350	原型堆	1972	1999
	БН-600	1470	600	原型堆	1980	
英国	DFR	72	15	实验堆	1959	1977
	PFR	600	250	原型堆	1974	1994
法国	Rapsodie	40		实验堆	1967	1983
	Phenix	560	250	原型堆	1973	2010
法国、意大利、德国联合	Superphenix	3000	1200	商用验证堆	1985	1998
德国	KNK-Ⅱ			实验堆	1976	1991
	SNR-300	762	312	原型堆		取消
日本	JOYO	100		实验堆	1977	
	MONJU	714	300	原型堆	(1992)	
印度	FBTR	40	15	实验堆	1985	
意大利	PEC	120		实验堆	1988 停建	取消

资料来源：国际原子能机构技术文件 IAEA-TECDOC-1531，Fast Reactor Database，December2006。

kuaizhongzi zengzhidui ranliao zujian zhizao

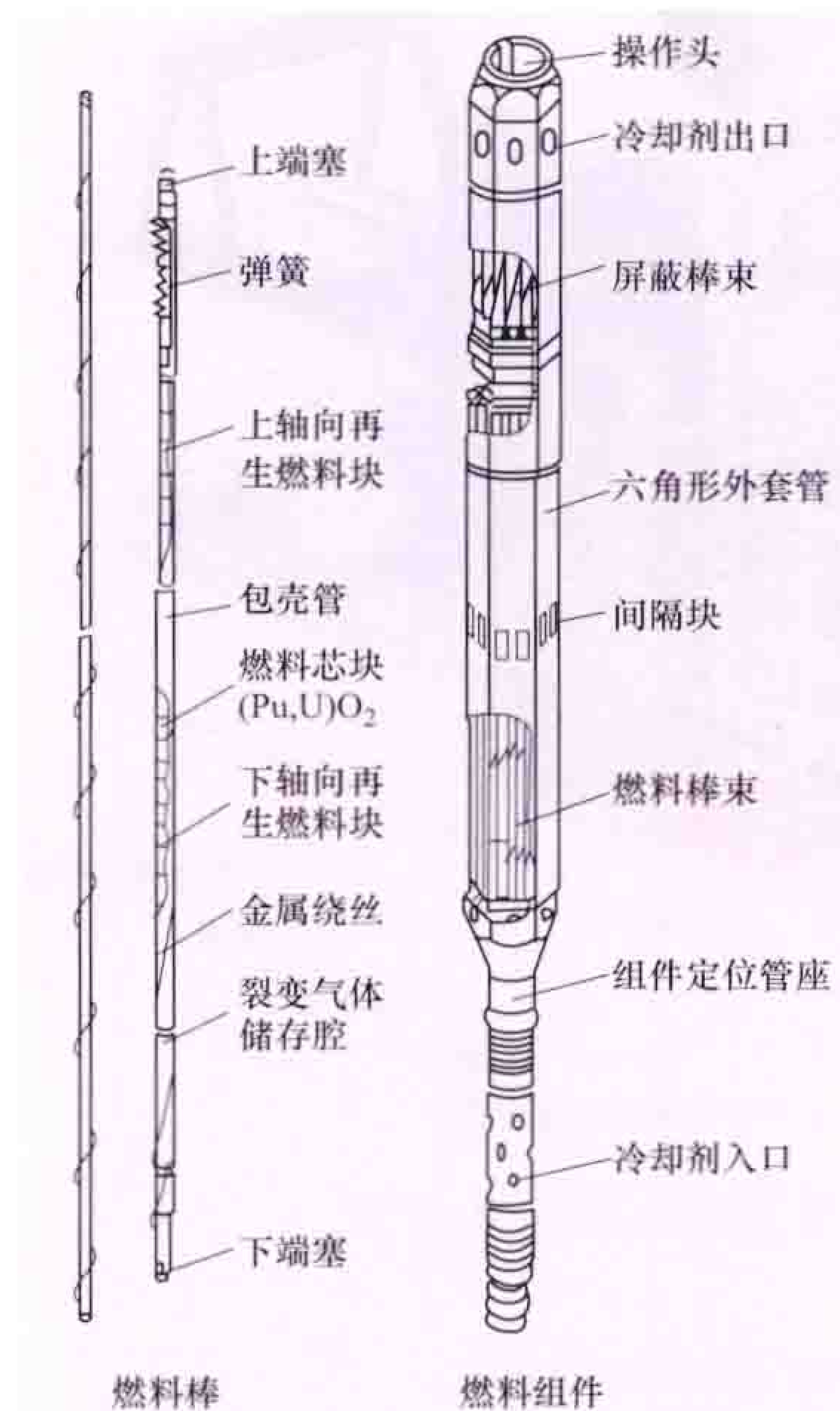
快中子增殖堆燃料组件制造　（fabrication of fuel assembly for fast breeder reactor）　快中子增殖堆燃料组件是由几十根到几百根燃料棒按正三角形点阵排列镶嵌在导轨式格栅上，再装入六角形外套管而组成的。外套管上端有组件操作机构，下端有组件定位管座（见图）。快中子增殖堆燃料组件的制造主要包括 MOX 燃料芯块制备、燃料棒制造和燃料组件组装。

MOX 燃料芯块制备　快堆大多数采用铀钚混合氧化物（UO_2-PuO_2）燃料 MOX，其芯块制造工艺大致可分为粉末制备和芯块成型与烧结两个步骤。

粉末制备　原料粉末的调制方法有机械混合法和共沉淀法。前者将一定量的 UO_2 粉末和 PuO_2 粉末先进行球磨 2～8h 以破碎团聚体，再加入添加剂进行混料，得到均匀的 UO_2-PuO_2 混合粉末。后者按规定的混合比将硝酸铀酰[$UO_2(NO_3)_2$]和硝酸钚[$Pu(NO_3)_4$]混合，用氨水或草酸使铀和钚同时沉淀，经过滤、干燥、焙烧及还原得到(U，Pu)O_2 固溶体粉末。

芯块成型与烧结　包括制粒、成型、预烧结、烧结、整径和密度检查。①制粒。一般在 UO_2 和 PuO_2 混合粉末中加入硬酯酸锌等固体添加剂进行干法造粒，在小于 100MPa 较低压力下预压成型，并粉碎到 20～40 目大小。快堆 MOX 芯块不需加入造孔剂，而压水堆 MOX 芯块需要加入造孔剂。②成型。用液压机或旋转式压力机将制粒粉末在模具中压制成型。正式芯块成型压力大于 200～300MPa，生坯密度达到 6g/cm^3 左右。为了防止芯块上下端面尺寸出现偏差，且使密度尽可能均匀，可采用双面压制。③预烧结。在 400～800℃ 的还原性气氛（氢气）保护下进行，使添加剂发生缓慢热分解逸出。如要除去芯块中的碳，则应在 700℃

以上采用 CO_2 气体保护更为有效。④烧结。(U，Pu) O_2 芯块的烧结在 1650～1750℃ 还原性气氛 (Ar_2-6% H_2) 中进行，烧结时间 2～4h。⑤整径。对烧结好的燃料芯块用直径分类仪进行分类，超过规定公差范围的燃料芯块要整径，即在无芯磨床上进行研磨。⑥密度检查。加工好的燃料芯块要随机抽样进行表面条件、形状、尺寸的检查，计算燃料块的密度，根据质量验收标准决定取舍。



快中子增殖堆燃料组件

燃料棒制造 燃料棒由包壳管、MOX 燃料芯块、上下再生区贫铀 UO_2 芯块、压紧弹簧、套管和上下端塞构成。燃料棒的制造普遍采用芯块填装法。①下端塞与包壳管焊接。快堆 MOX 燃料包壳和下端塞都由不锈钢制成，采用半自动的氩弧焊接工艺（TIG）焊接。②芯块填装。将 MOX 芯块称重、排长，测定芯块柱的全长，通过手工或机械把燃料芯块和再生材料块装入包壳管。③管口去污。在填装芯块时，芯块经过的管口往往被 α 放射性物质所沾污，因此，管口要用浸过酒精的棉棍擦拭去污。④上端塞焊接。管口去污后，装入套管、压紧弹簧，再压入上端塞。从焊接质量考虑，端塞配合部分尺寸一般要比包壳内径大0.01～0.02mm，端塞中心开孔，供燃料棒内抽真空和充氦气结合层之用。在手套箱内进行 TIG 焊接。⑤充结合层介质。将燃料棒抽至真空度为 10^{-4}～10^{-3} Pa，保持 10～15min，在室温下充入 0.1MPa 的氦气。最后在保持氦压状态下将通孔堵焊。⑥表面去污。在从手套箱的气氛中取出燃料棒之前，用浸过酒精或丙酮的布擦拭表面进行去污。⑦质量检查。燃料棒加工结束后要对焊接部位进行 X 射线检查、氦气找漏、平直度和外观等检查。

燃料组件组装 大致分为束棒组装、结构件焊接和质量检查三个步骤。

束棒组装　根据燃料棒径向定位方式的不同，分金属绕丝定位和格架定位两种组装。前者用直径略小于燃料棒间间隙的不锈钢丝。先在一定作用力下把金属丝拉紧，剪下所需长度的金属丝，把金属丝的一端穿入下端塞的小斜孔内，并伸出 1.5～2.0mm，移到 TIG 电弧下焊接。然后在一定拉力（40～60MPa）下按照要求的螺距进行绕制金属丝，绕到另一端后，用一定位片锁紧燃料棒上端塞处的金属丝，转动拉紧金属丝小片的牙，把金属丝嵌入上端塞上磨铣的槽内，剪去多余的金属丝，用 TIG 将金属丝焊到上端塞。随着 TIG 工艺的发展，可将金属绕丝的两端直接与上下端塞焊接，无需在端塞上凿孔开槽。最后将有绕丝的燃料棒通过下端塞的槽，逐根嵌入导轨式的格栅构成束棒。

格架定位用金属片或小六角管通过点焊或铅焊构成格架（见轻水堆燃料组件制造），将燃料棒一根一根插入格架，然后嵌入导轨式格栅组成束棒。

结构件焊接　将符合标准的下外套管和组件的管座置于一个能使部件转动的组装台架上，并对中下外套管和管座的焊接部位，用胎具固定。为了保证组装质量，先用 TIG 焊接一组一组对边依次点焊两点定位，取掉胎具，也是一组一组对边依次用 TIG 焊接。焊接好后，把组装好的束棒从下外套管的另一端装入，借助几个（一般为 3 个）特殊的埋头螺钉，把束棒的格栅固定在管座上或下外套管上，即固定了束棒的轴向位置。接着将组装好的上屏蔽棒束装入上外套管，上外套管的上下两端分别与操作机构和栅格焊接。然后栅格与下外套管焊接。最后焊接间隔块，间隔块的材料为硬质合金。先在组件外套管外表面上确定焊接位置，把已加工好的间隔块覆盖在被焊接位置上，用 TIG 点焊和焊接。

质量检查　除了对焊缝进行 X 射线检查外，还要用外形测量仪测量出形位公差，给出组件的扭曲度、不直度和同轴度，这些都应在给定的公差范围内。



lengtai gongneng shiyan

冷态功能试验 （cold functional test） 在冷态条件下对核电厂主系统和辅助系统的部件（元件）、设备和系统进行检查、测量和试运转。其目的是验证设备、系统在常压和承压工况下的性能满足设计要求和安全准则。冷态功能试验包括设备和系统初步试验、冷态开盖功能试验、反应堆冷却剂系统水压试验及安全壳整体结构和密封性试验。

设备和系统初步试验 对各项设备逐项进行必要的检查、调整、刻度或逻辑控制的通电前试验。通过该试验使各项设备构成一个完整的系统（或系统的一部分），在此基础上，用流体对核辅助设备、管道内部进行冲洗，最后进行打压试验，验证设备和系统强度满足设计和运行要求。设备和系统初步试验的前提条件是设备、系统的安装应基本完成，其遗留项不致影响试验结果的有效性；系统所需的动力和介质供应已具备。对于核蒸汽供应系统的仪表和控制装置的调试起动应优先进行。

设备和系统的初步试验内容主要包括：对传感器、变送器、指示仪表进行标定；对继电回路、模拟和逻辑通道进行检查和送电试验；对电动阀和气动阀调整行程（或开度），进行动作试验；对电动机进行空载试验（脱开传动轴）；对核辅助工艺系统设备、管道高速冲刷，以达到清洗系统的目的，然后按设计要求进行打压等。

冷态开盖功能试验 对核主系统和辅助系统在反应堆压力容器顶盖打开工况下进行的冷态功能试验，以获得设备的初始运行数据及验证相连系统之间的运行相容性。在设备和系统的初步试验完成后，对一些核辅助系统（如化学和容积控制系统、低压安全注射系统、安全壳喷淋系统、余热排出系统等）进行充水、排气和运转试验，同时利用与反应堆冷却剂主管道的连接管道，将核辅助系统管道中可能存在的杂物通过冲洗进入反应堆压力容器，以利于清除。

在初步试验基础上，对反应堆安全系统（主要是高压、低压安全注射系统和安全壳喷淋系统）等专设安全设施进行联动功能试验，主要目的是模拟失水事故等设计基准事故工况下其安全功能是否满足安全准则的要求，同时也可验证开盖换料工况下余热排出系统的功能，这些试验也可以安排在反应堆冷却剂系统水压试验之后进行。

反应堆冷却剂系统水压试验 在开盖功能试验完成后，排空反应堆冷却剂系统和核辅助系统管道和容器内的存水，对主管道和压力容器进行清洗，装入下部堆内结构、吊篮（底板装模拟压降过滤器）和上部堆内构件，最后装上顶盖，就可以进行反应堆冷却剂系统（简称主系统）水压试验。（见反应堆冷却剂系统水压试验）

安全壳整体结构和密封性试验 见安全壳整体结构和密封性试验。

Lianheguo Yuanzi Fushe Yingxiang Kexue Weiyuanhui

联合国原子辐射影响科学委员会 （United Nations Scientific Committee on the Effect of Atomic Radiation，UNSCEAR） 联合国下属的一个委员会，由联合国大会在1955年决定成立。委员会开始的成员国有阿根廷、澳大利亚、比利时、巴西、加拿大、捷克斯洛伐克、埃及、法国、印度、日本、墨西哥、瑞典、苏联、英国和北爱尔兰及美国。1973年联合国大会决定增加德意志联邦共和国、印度尼西亚、秘鲁、波兰和苏丹为成员国。1986年联合国大会决定委员会成员国最多为21国，并邀请中国作为成员国。2011年联合国大会决定将委员会成员国数目扩大至27国，增加了白俄罗斯、芬兰、巴基斯坦、韩国、西班牙和乌克兰6国。通常每年召开一次会议，国际原子能机构（IAEA）、世界卫生组织（WHO）、国际放射防护委员会（ICRP）、国际辐射单位和测量委员会（ICRU）及欧洲共同体（EC）等单位通常派观察员参加会议。



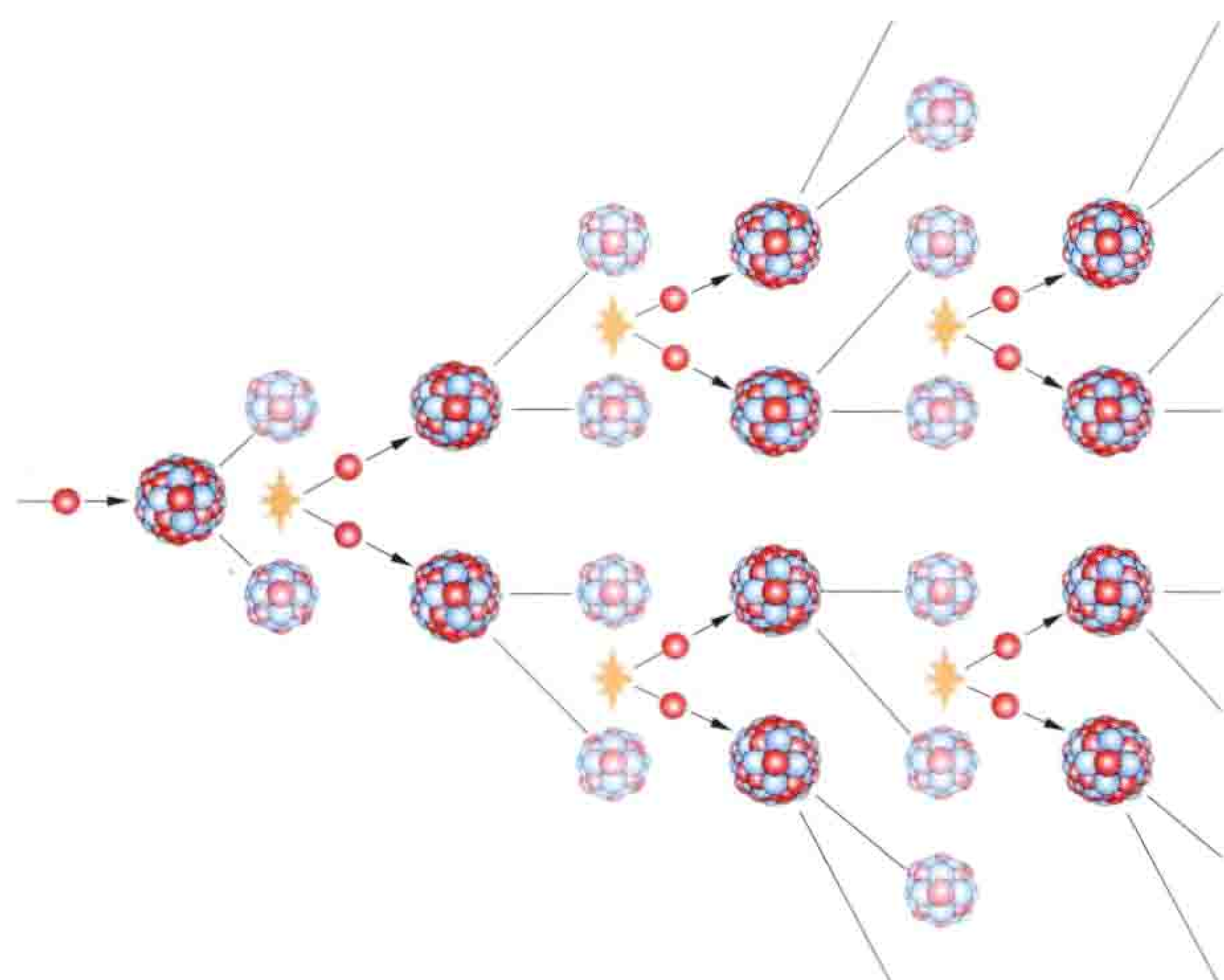
UNSCEAR早期主要是关心大气层核试验造成的环境中放射性核素增加引起的危险。后来，逐步扩展到民用核设施和放射性同位素应用中放射性核素释放到环境中的影响、职业性辐射在医学中的应用对患者产生的辐射，以及人为活动引起的天然辐射的增强等方面。现在，UNSCEAR已成为审议和评价电离辐射水平和健康危害的主要国际科学团体。电离辐射源包括天然的、人工的以及正常的和事故的。电离辐射源产生的辐射水平是随时间和地点变化的，各种源对人类和环境可能影响的研究也在不断深化，因此，需要UNSCEAR经常进行再评价。该委员会的评价结果已被主要国际机构和团体所采用，包括国际放射防护委员会和联合国的机构，如国际原子能机构、世界卫生组织、国际劳工组织（ILO）和经济合作与发展组织核能机构（OECD/NEA）等。UNSCEAR先后发表报告书（含科学报告附件）共13份，对辐射防护领域的研究工作具有指导作用。各国均把UNSCEAR报告作为辐射水平和辐射生物效应方面的权威著作加以引用。

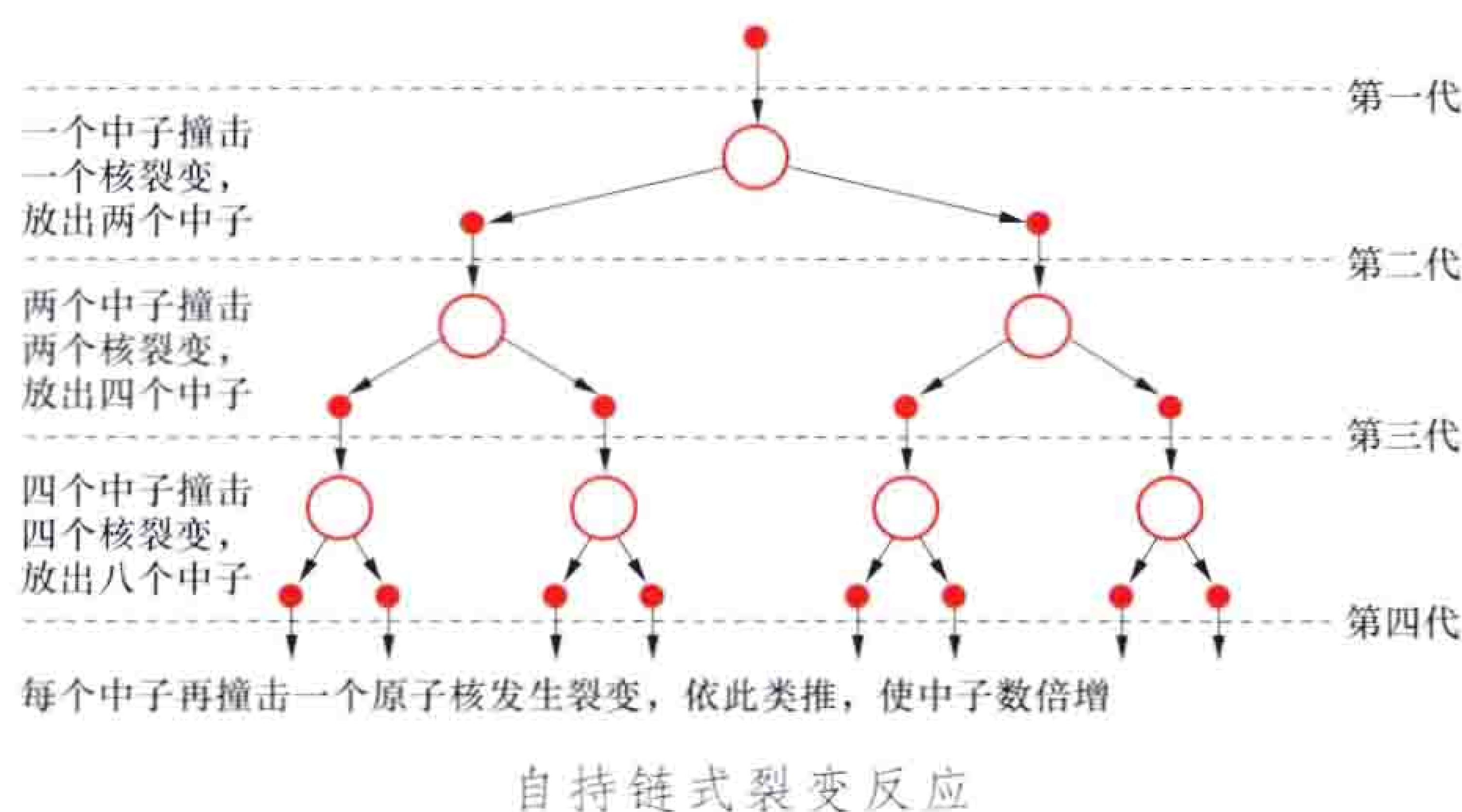
lianshi liebian fanying

链式裂变反应 （chain fission reaction） 核反应产物之一能引起同类的反应，从而使该反应能链式地进行的核反应。链式裂变反应分为次临界链式反应、临界链式反应、超临界链式反应三种，分别对应根据一次反应所直接引起的反应次数平均小于1、等于1或大于1，链式裂变反应将收敛中止、稳定自持或发散蔓延。

链式裂变反应如果不依靠外界的作用能持续下去，则称为自持链式裂变反应。具体条件是，当一个可裂变核吸收一个中子产生裂变后，新产生的裂变中子，平均至少要有一个中子能再引起另一个可裂变核裂变（见图）。但必须注意，

在核裂变过程中产生的中子并非完全都能再引起裂变反应。中子在运动过程中一方面可能发生其他一些非裂变的核反应，另一方面有一部分不可避免地会从反应堆中泄漏损失掉。这是因为反应堆不仅包含着核燃料、冷却剂、慢化剂（热中子反应堆）和结构材料等，而且本身大小又是有限的。





自持链式裂变反应

对于热中子反应堆，引起链式裂变反应的主要是热中子，但裂变释放的中子都是快中子。因此，裂变中子在反应堆内一定要经过中子慢化过程，使原来能量较高的裂变中子经与慢化剂原子核的散射作用，而逐渐慢化到热能。即使变成了热中子，但在它被燃料吸收以前，热中子在反应堆内还经历由高密度向低密度的扩散过程（见中子扩散）。中子在慢化过程与扩散过程中都存在着泄漏损失。由此可见，链式反应是在裂变中子经历一系列过程后得以自持下去的。如果反应堆内单位时间内裂变产生的中子数等于或多于单位时间内吸收（包括裂变和辐射俘获）和泄漏损失的中子数，则反应堆内链式裂变反应才可能自持下去（见反应堆临界）。反应堆是一种可控的自持链式裂变反应装置，原子弹则是一种不可控的自持链式裂变反应装置。

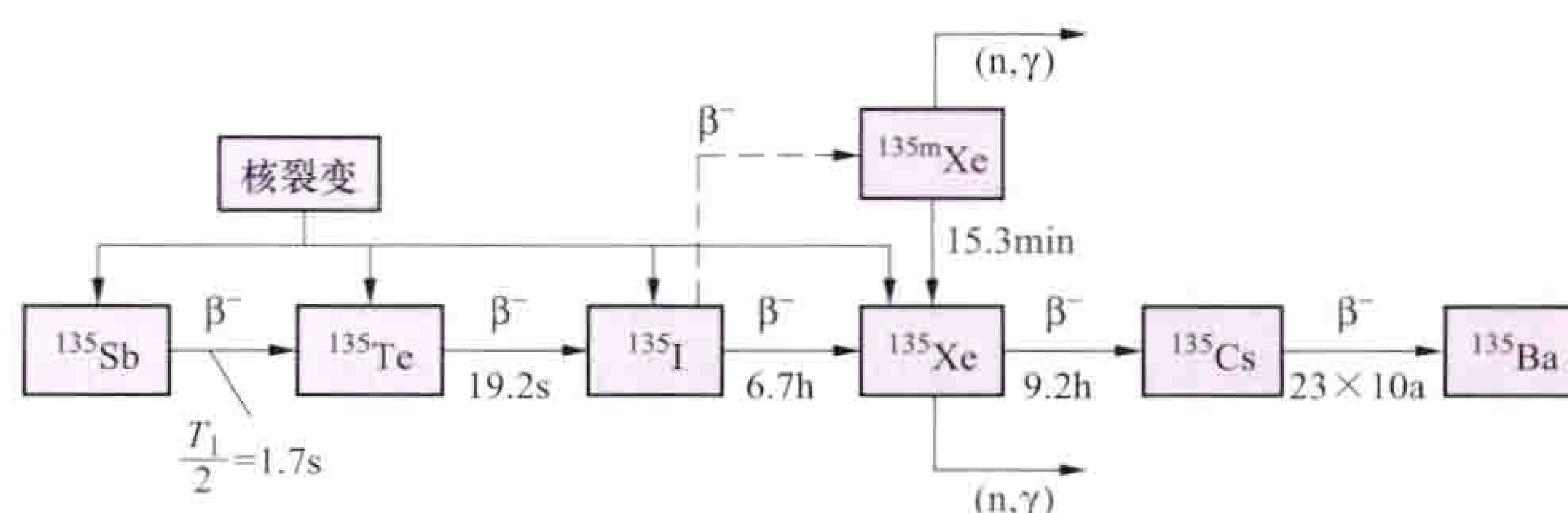
参考书目

谢仲生．核反应堆物理分析（修订本）．西安：西安交通大学出版社，2004．

liebian chanwu duxing

裂变产物毒性 （fission product poisoning） 某些裂变产物吸收中子所引起的反应性亏损。中子与裂变物质作用发生裂变反应时，裂变物质的原子核一般分裂成两个中等质量数的核，称为裂变碎片，并发射出中子和其他放射性射线。这些裂变碎片几乎都有过大的中子—质子比，经过一系列β衰变后，转变为许多种稳定核。裂变碎片及其衰变产物统称裂变产物。裂变产物中有些元素核，如^{135}Xe、^{149}Sm、^{151}Sm、^{113}Cd、^{155}Gd 、^{157}Gd 等，具有相当大的热中子吸收截面，其中^{135}Xe 和^{149}Sm 吸收热中子尤为强烈。在反应堆内，它们消耗堆内中子，对反应堆有效增殖性造成不利影响，故把这些中子吸收截面大的裂变产物视作毒素。

在热中子反应堆中，^{135}Xe 是引起裂变产物中毒最重要的一种同位素（见核素）。它通过两种途径生成：①由裂变直接产生，对于^{235}U 裂变，它的产额为 0.002 28；②从裂变产物^{135}I 经β衰变转化而来，对于^{235}U 裂变，^{135}I 的产额为 0.063 86，其中 91％将转化为^{135}Xe。由此可见，^{135}Xe 主要来源于^{135}I 的β衰变。图中表示了碘和氙的生成过程。



碘和氙的生成过程

当反应堆起动后稳定功率运行时，碘和氙的浓度随着运行时间的增长而增加，大约经过 5～6 个该同位素半衰期后，达到平衡浓度（或称饱和浓度）。这相当于在稳定功率下运行 2～3d，就可达到平衡浓度。这时，^{135}I 和^{135}Xe 的产生率正好等于其消失率，因此它们的浓度保持不变。平衡氙浓度时引起的反应性亏损称为平衡氙毒，它的大小与反应堆功率密度和核燃料的富集度有关。

反应堆功率改变，或者堆内功率分布较大扰动，都会引起氙的不稳定中毒。停堆后出现的碘坑现象以及由于反应堆内局部功率扰动激励的氙振荡现象是瞬态氙的两个典型例子。

停堆后，碘的生成和氙因吸收中子而消失都停止了。停堆时所积累的碘和氙分别以 6.7h 和 9.2h 的半衰期继续衰变。当碘的浓度比氙的浓度大，且为$\frac{\lambda_{Xe}}{\lambda_I}$倍时，碘衰变成氙的速率，比氙的衰变速率快，则在停堆后的一段时间内，氙的积累暂时增加。与此同时，碘的浓度在不断下降，碘的衰变也在减弱。于是，氙的浓度达到最大值后就会逐渐下降。

碘坑　停堆后反应堆的反应性随时间的变化而形成一个低谷的现象。碘坑的大小与反应堆的中子注量率有关。中子注量率越高，碘坑越大越深，反应堆设计时必须考虑这一因素。在碘坑期内，若剩余反应性大于零，反应堆能重新起动；若剩余反应性小于零，则反应堆无法重新起动，只能等待爬出碘坑后再起动，从而使反应堆再起动受到一定的限制，特别是对剩余反应性较小的石墨堆，克服的办法有两种：一种是在堆内加入更多的燃料，使其有足够剩余反应性克服碘坑，但这种方法要有相应的安全措施；另一种是适当地控制停堆程序，使停堆后氙的积累比较少，这样反应堆再起动将会受到很小的限制。

氙致功率振荡　反应堆内氙浓度和功率分布产生空间振荡的现象。在大型热中子反应堆内，局部区域功率扰动会引

起局部区域氙浓度和增殖因数的变化。反过来，后者又引起前者的变化。两者相互作用有可能产生氙致功率振荡（见反应堆稳定性）。如果氙致功率振荡不加以控制和抑制，有可能危及堆芯安全。由于这种氙的瞬态过程比较缓慢，振荡周期比较长，利用控制棒移动能有效地加以控制和抑制。

liebian fanying

裂变反应 （fission reaction） 可裂变重核裂变成两个，少数情况下，可分裂成三个或更多个质量为同一量级的核并放出能量的核反应。裂变反应包括用中子轰击引起的裂变和自发裂变。后者除^{252}Cf现在多用作中子源外，其他如^{240}Pu等，一般不予以考虑。所以有意义的是指用中子轰击某些可裂变原子核时，引起重原子核发生裂变的一种反应（见中子与物质的相互作用）。在裂变反应过程中有大量能量释放，且伴随着放出若干个次级中子。这是最重要核反应的一种。

裂变反应一般可用核反应式 $U+n\longrightarrow X_1+X_2+\nu\cdot n+E$ 来描述，其中用U表示可裂变核，n是中子，X_1及X_2分别代表两个裂变碎片核，ν表示为每次裂变平均放出的次级中子数，E表示每次裂变过程中所释放的能量。

可裂变核素　能进行裂变（无论由何种过程引起）的核素，其原子核一般都是质量数大的重核。最重要的可裂变核素为^{233}U、^{235}U、^{239}Pu及^{232}Th、^{238}U等，按它们的原子核是否易于裂变而分成两类。当用任意能量的中子轰击时，都能引起其原子核裂变的可裂变核素，称为易裂变核素，上述前三种核素都是属于这一类。另一类是只有当能量大于某一阈值的中子去轰击其原子核时，才会引起裂变反应的核素。对^{238}U，只有用能量大于1.1MeV的中子去轰击其原子核时，才会有裂变反应发生。

在自然界中，天然存在的易裂变核素只有^{235}U。但某些基本核素在俘获中子后，经过放射性衰变会生成一种新的人工易裂变核素。例如，^{238}U俘获一个中子后，经过两重β衰变，最终变成易裂变核素^{239}Pu。具体核反应过程为$^{238}U(n,\gamma)^{239}U\xrightarrow[23min]{\beta^-}{}^{239}Np\xrightarrow[2.3d]{\beta^-}{}^{239}Pu$，这种核反应后生成新的人工易裂变核素^{239}Pu；同样，^{232}Th核俘获一个中子后的整个转换过程为$^{232}Th(n,\gamma)^{233}Th\xrightarrow[22min]{\beta^-}{}^{233}Pa\xrightarrow[27d]{\beta^-}{}^{233}U$，此反应最终生成新的人工易裂变核素^{233}U。

用来轰击可裂变核素原子核可以引起裂变反应的中子的能量是有所不同的；而对易裂变核素原子核，可用任意能量的中子来轰击并引起其裂变。在实用中按照中子能量（也即中子速度）的大小把中子粗略地分成为快中子、中能中子和热中子三种。对能量大于0.1MeV的中子称为快中子，对能量为0.1MeV～1eV的中子称为中能中子，而把能量小于1eV量级的中子称为热中子（见中子与物质的相互作用）。其中应用最多的是用热中子引起^{235}U的裂变而放出的能量。

裂变能　根据裂变反应前后核间的质量亏损（见结合能），可以算出，也可经实验证实，每一次裂变释放出的能量大约为200MeV，其中80%以裂变碎片的动能形式放出。裂变能的分配方式见表1。

表1　裂变能的分配方式

能量形式	能量（MeV）	发射时间
裂变碎片动能	168	瞬发
裂变中子动能	5	瞬发
瞬发γ能量	7	瞬发
裂变产物γ衰变能量	7	缓发
裂变产物β衰变能量	8	缓发
中微子能量	12	缓发
总　计	207	

在反应堆内，裂变碎片的射程非常短，在燃料芯块内大约为0.0127mm，所以可以认为裂变碎片的动能绝大部分都在核燃料内转换成热能。裂变放出次级中子动能大部分都在反应堆内被各种材料吸收转换成热能。裂变放出次级中子本身有一部分也将被反应堆内各种材料吸收，发生（n，γ）反应，而要释放出3～12MeV的能量。虽然这部分能量不是核裂变直接放出来的，但它也是裂变带来的后果，并且有相当一部分γ射线将在反应堆内被吸收并转换成热能，故而通常在反应堆计算中把它们也归入到裂变反应所释放出可利用的能量内。由于中微子不带电，其质量又很小，几乎不与反应堆内任何物质作用，因此中微子所带有12MeV的能量在反应堆内是无法利用的。确切地讲，每次裂变反应后所放出的可利用能量会随着堆型而有小的差别。但在作一般计算时，可以近似地认为，^{235}U核每次裂变后，在反应堆中可利用的能量约为200MeV。其他可裂变核素原子核每次裂变放出的可利用能量也在这个数值附近。可利用的裂变能量中，大约97%分配在燃料内，不到1%（为γ射线形成）的能量在反应堆的屏蔽层里，其余能量分配在冷却剂和结构材料内。可利用的能量中还包括了裂变产物衰变过程中放出的γ、β射线，但这部分能量的释放是有一段时间延迟的，它们占了总可利用能量中的4%～5%。当反应堆一旦停止运行后，裂变能量中的大部分由于裂变反应的终止而不再放出。但在停堆前形成的裂变产物，此时仍然存在，且处于衰变过程中。所以，裂变产物衰变时放出的β、γ射线及其能量，仍然在停堆后相当一个时期内要释放出来。因此，反应堆在停堆后仍需要进行冷却和屏蔽。将这些衰变热从停堆后的堆芯中导出，已成为核反应堆安全研究中的重要问题之一。

裂变产物　核裂变反应生成的几个中等质量数的裂变碎片及其衰变产物。有很多可能的核裂变方式，其绝大多数是分裂成两个裂变碎片核。对于热中子引起的^{235}U的裂变来说，已发现30多种不同裂变方式，也即有60多种裂变碎片。裂变碎片的质量数大都分布在72～158。几乎所有的裂变碎片都是不稳定的，它们要经过一系列β及γ衰变。这样在最终裂变产物中可能包括300多种不同核素的各种放射性及稳定核同位素（见核素）。

裂变产物中有些核素有较长的半衰期或较强的放射性，这将给其运输及最终安全储存（见放射性废物处置）都带来一系列的特殊问题。这也是在利用裂变能量时必须考虑的重要问题之一。有些裂变产物如^{135}Xe和^{149}Sm都具有相当大的热中子吸收截面，它们将会吸收反应堆内的热中子，从而影响到反应堆的中子平衡。因此，对这些裂变产物的产生、衰变及消失的过程要加以认真研究。（见裂变产物毒性）

裂变中子　在裂变反应过程中放出的新的次级中子。每次裂变放出的次级中子平均数用 ν 表示。ν 值的大小和可裂变核的种类及引起裂变的中子能量有关。中子能量越大，ν 值也越大。例如，用热中子轰击 ^{235}U 时，ν 值为 2.43（即每次裂变平均放出 2.43 个次级中子）；若用热中子轰击 ^{239}Pu，那么 ν 值为 2.84。但若用快中子（1MeV 快中子）去轰击 ^{239}Pu，则 ν 值为 2.98。正因为在裂变反应的同时，有次级中子放出，且其 ν 值大于 1，这样就有可能使链式裂变反应维持下去，ν 值的大小也是一个极其关键的数值。在一般反应堆中，次级中子的作用可归纳为以下几方面：为了链式反应的持续进行，至少要有一个次级中子再去轰击易裂变核素的原子核并引起裂变；有一部分次级中子由于运动而要泄漏出反应堆；另有一部分被反应堆内其他材料吸收；最后有一部分可被反应堆内 ^{238}U 等可转换核素吸收产生新的易裂变核素。所以设法提高 ν 值，并且设法减少泄漏及无用吸收，就可能使在反应堆内消耗易裂变核素的同时，生成新的易裂变核素，从而实现易裂变核素的转换，甚至可能造成易裂变核素的增殖。这就是快中子增殖堆的基本原理。

裂变时放出的次级中子的平均能量约为 2MeV。所以若是在用热中子轰击 ^{235}U 引起裂变反应的热中子反应堆内，为了链式反应的持续进行，必须把裂变放出的次级中子的能量降低到热能附近。这要求在热中子反应堆堆芯内放置水、石墨等慢化剂（见反应堆慢化剂材料），使高能次级中子与其原子核发生碰撞后，降低中子的能量，从而变成热中子。（见中子慢化）

裂变反应放出的次级中子中的绝大部分（99%以上）是在裂变的瞬间放出的，通常将这部分中子称为瞬发中子。另外，还有一小部分（不足 1%）是由于裂变碎片在衰变过程中放出来的，称为缓发中子。对 ^{235}U 裂变，缓发中子总数约占整个裂变次级中子总数的 0.6%。它实际上是由几种不同裂变碎片的衰变所放出的。已测得各可裂变核的缓发中子先驱核大致分为六组。表 2 给出了 ^{235}U 热中子裂变时缓发中子的六组数据。缓发中子在全部裂变中子中所占的份额用 β 表示，称为缓发中子份额。对 ^{235}U 的热裂变，$\beta = \sum_i B_i = 0.0065$。缓发中子的平均能量要比瞬发中子的低。虽然缓发中子在裂变产生的次级中子总数中所占比例不大（小于 1%），但它对反应堆动态过程却有着极其重要的影响。也正由于有缓发中子的存在，才使链式裂变反应成为可控的。

表 2　^{235}U 热裂变时的缓发中子

组	半衰期 T_i (s)	能量 (keV)	份额 β	平均寿期 l_i (s)
1	54.51	250	0.000 247	78.64
2	21.84	560	0.001 385	31.51
3	6.00	430	0.001 222	8.66
4	2.23	620	0.002 645	3.22
5	0.496	420	0.000 832	0.716
6	0.179	430	0.000 169	0.258

参考书目

Weinberg A M & Wigner B. The Physics Theory of Neutron Chain Reactor. Chicago: The University of Chicago Press, 1985.

谢仲生. 核反应堆物理分析（修订本）. 西安：西安交通大学出版社，2004.

linjie anquan

临界安全　(nuclear criticality safety)　预防临界事故和减轻临界事故后果的一种专门技术。意外发生的自持或发散的中子链式裂变反应所造成的能量释放事件称为临界事故。临界安全是核工业所特有的安全类型。

反应堆的运行依靠受控自持中子链式反应，即反应堆的运行必须维持临界状态。而在非反应堆的场合，例如在易裂变材料的生产、加工、处理、储存和运输等过程中，则必须采取措施避免发生临界事故。

从世界上反应堆外已发生过的临界事故来看，其猛烈程度虽不高，然而个别事故曾导致个别在场人员因受到过量的辐射而死亡，设备受到损坏，不能忽视。特别是在材料损失和放射性污染的清除等方面都会造成相当大的经济损失，所以核临界安全问题一直受到核工业国家的高度重视。

核临界安全技术已比较成熟。在国外已积累了大量的实验数据可供参考，还有一批经验丰富的专业技术人员，又颁布了一批国家标准可作为工作的依据。临界安全技术人员具体分析某项操作时必须选定合适的控制方法和安全裕量，使在出现偶然却又可信的意外事件时仍能确保核临界安全。

临界安全的基本原则，与一般工业安全并无实质性的差别，如要有明确的安全责任制、完善的规章制度，有关人员要接受专门的培训，要有必要的监测和控制手段，并要有专职的临界安全人员负责技术指导等。

在技术措施方面，要控制好影响临界性的各种因素。常用的原则和技术措施有双偶然事件原则、几何控制、中子吸收剂控制、质量控制、密度控制、浓度控制及富集度控制等。其中，双偶然事件是指与裂变材料有关的工艺设计应留有足够的安全系数，使得在设计规定为临界安全必要的条件中，至少必须同时或相继发生两种独立的、不大可能的改变，才有可能导致临界事故。在许多情况下，只要控制工艺过程的一个参数就能防止达到临界状态，这样的次临界限值称为单参数限值。均一水溶液系统和金属单体的单参数限值分别见表 1 和表 2。

表 1　易裂变核素均一水溶液的单参数限值

参　数	次临界限值		
	$^{235}UO_2F_2$	$^{235}UO_2(NO_3)_2$	$^{239}Pu(NO_3)_4$
易裂变核素质量(kg)	0.76	0.78	0.48
溶液圆柱直径(cm)	13.7	14.4	15.4
溶液平板厚度(cm)	4.4	4.9	5.5
溶液体积(L)	5.5	6.2	7.3
易裂变核素浓度(g/L)	11.6	11.6	7.3
氢与易裂变核素原子数的比*	2250	2250	3630
易裂变核素面密度(g/cm^2)	0.40	0.40	0.25

注：引自 GB 15146.2—2008《反应堆外易裂变材料的核临界安全 第 2 部分：易裂变材料操作、加工、处理的基本技术规则与次临界限值》。

*　较低限值。

表 2　金属单体的单参数限值

参　　数	次临界限值	
	^{235}U	^{239}Pu
易裂变核素质量（kg）	20.1	5.0
圆柱直径（cm）	7.3	4.4
平板厚度（cm）	1.3	0.65
^{235}U 的富集度（%）	5.0	—
质量和尺寸限值有效时的最大密度（g/cm³）	18.81	19.82

注：引自 GB 15146.2—2008《反应堆外易裂变材料的核临界安全　第 2 部分：易裂变材料操作、加工、处理的基本技术规则与次临界限值》。

参考书目

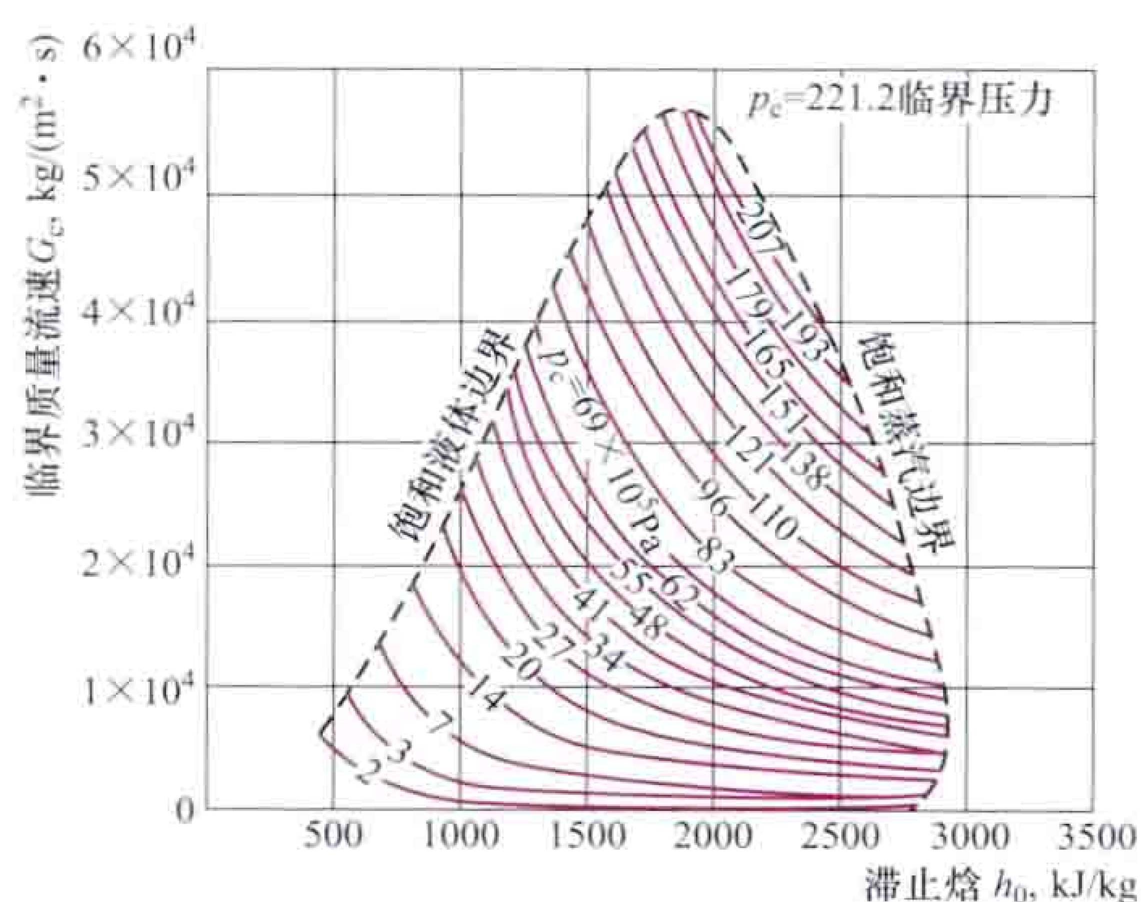
阮可强．核临界安全．北京：原子能出版社，2001.

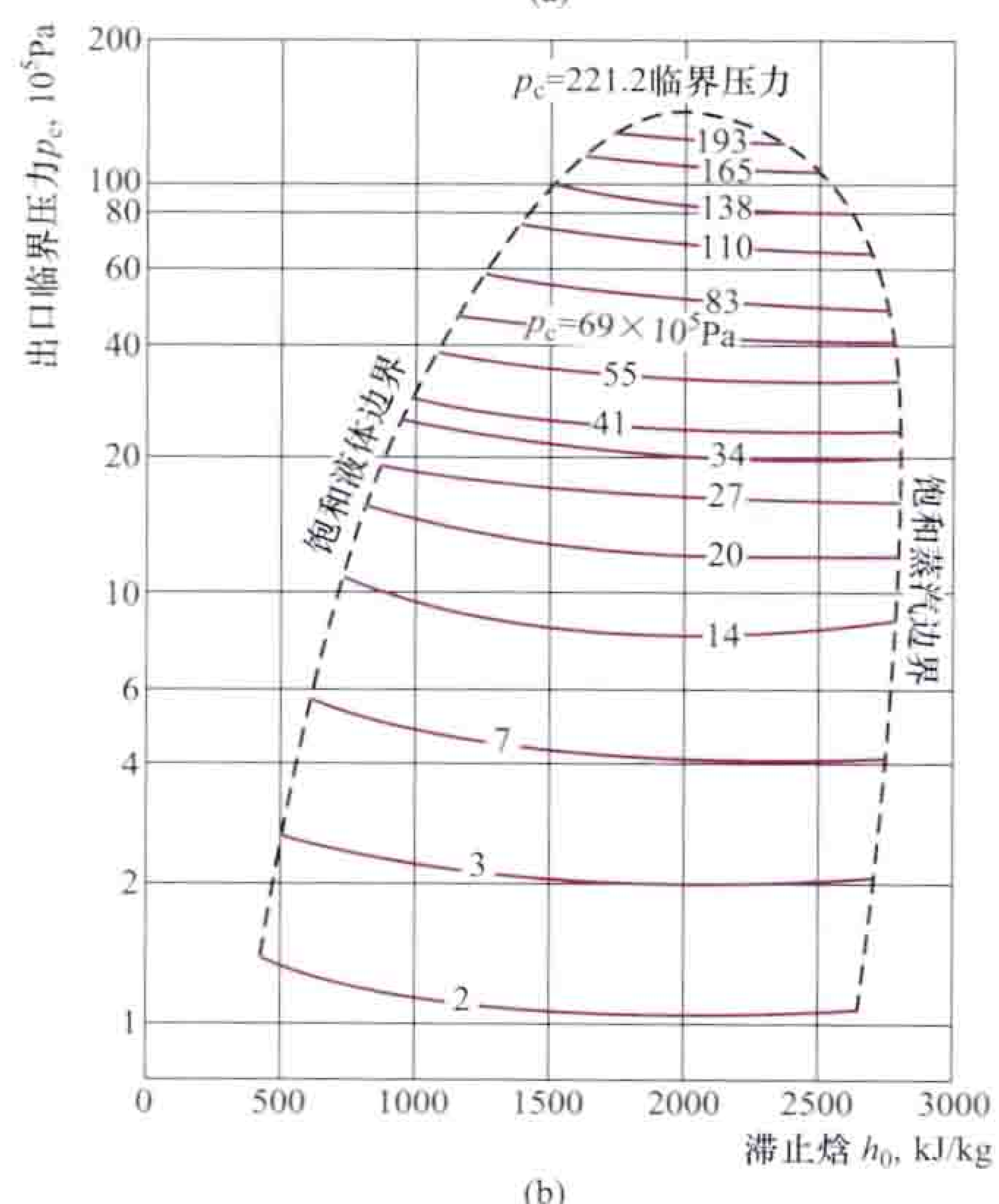
linjie liu

临界流

（critical flow）　流速达到声速时的流体流动。临界流也称壅塞流或声速流。达到临界流的一个重要标志是管口处的流速不再随下游压力的降低而增加。达到临界流的流体状态点称临界点，该点的压力称临界压力 p_c，对应的流速和流量分别称临界流速 a 和临界流量。临界流速等于该状态下压力波的传播速度。在反应堆管道破口处出现临界流时，由于压力波传播的方向与流体流动的方向相反，下游的压力波不可能传到上游。临界流量对反应堆冷却剂系统破口事故有重要影响。临界流包括单相临界流、两相临界流。

单相临界流　由质量和动量守恒方程导出的堆内单相流的声速表达式为 $a^2=-v^2(\mathrm{d}v/\mathrm{d}p)_s$，临界质量流速为 $G_c^2=a^2\rho^2=-(\mathrm{d}p/\mathrm{d}v)_s$。式中 v 为比体积；p 为压力；ρ 为密度。下标 s 表示导数是按等熵计算的。临界流速与流体的可压缩性成反比，因而液体的临界流速比气体的大得多。对于理想气体，利用状态方程导出的临界流速为 $a=\sqrt{\frac{2k}{k+1}p_0v_0}$，临界质量流速为 $G_2=\sqrt{\frac{2k}{k+1}\left(\frac{2}{k+1}\right)^{2/(k-1)}\frac{p_0}{v_0}}$，式中 p_0 和 v_0 分别为流体滞止状态下的压力和比体积；$k=c_p/c_v$，对于空气，$k=1.4$；对于过热蒸汽，$k=1.3$；对于饱和蒸汽，$k=1.135$。





临界流数学模型

（a）穆迪模型计算出的汽-水混合物的临界质量流速；（b）最大汽-水混合物流量下的出口临界压力和滞止性质

两相临界流　在堆内两相流系统喷放时，由于一部分液体在流动降压过程中汽化，其含汽量和流型不断发生变化，因此，其情况比较复杂。

两相临界流模型分热力学平衡态和非平衡态两种。流体从长管道流出时，流体在流到管口前经历的时间较长，两相之间接近热力学平衡态。采用热力平衡假设的有均匀平衡模型和滑移平衡模型。图（a）和图（b）是属于滑移平衡模型的穆迪模型的计算结果。它们分别表示临界质量流速和出口临界压力与上游滞止焓之间的关系。

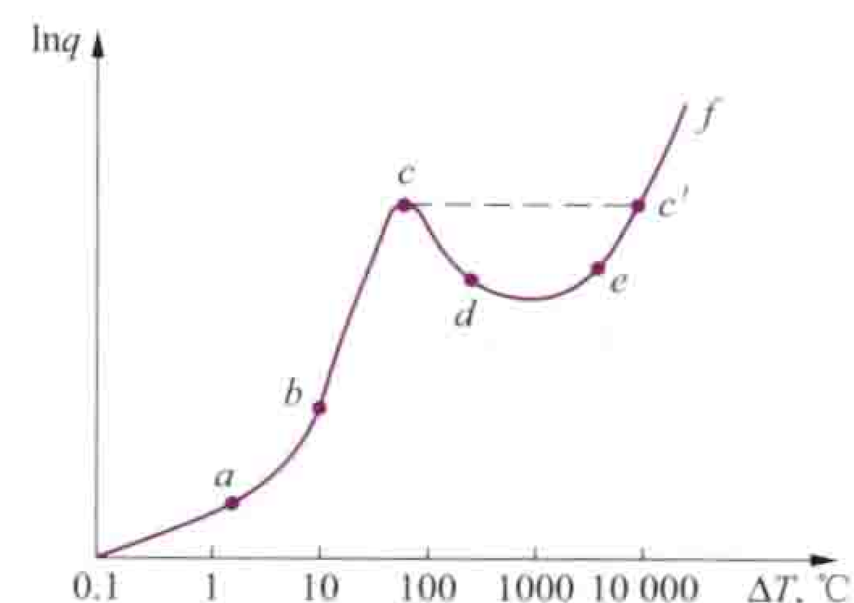
两相流体从管长与管道直径之比 $L/D<12$ 的短管道和孔板、管嘴等管件出流时，处于热力学非平衡态。属于热力学不平衡模型的有冻结临界流模型、亨利-福克斯模型及经验公式法等。

linjie reliu midu

临界热流密度

（critical heat flux）　由泡核沸腾转变为膜态沸腾时的单位表面积、单位时间内所传出的热量。它是反应堆热工水力设计中的一个限制量，即不允许热流密度达到或过分接近临界热流密度，以防发生燃料元件的过热甚至烧毁。

图中给出了模拟堆内冷却剂条件由实验所得到的沸腾传热特性曲线，它给出了壁面热流密度 q（W/m²）与膜温压 $\Delta T=(T_C-T_W)$ 之间的函数关系。T_C 为燃料元件包壳壁面温度（K），T_W 为冷却剂主流温度（K）。a-b 区域为冷却剂的不沸腾工况，该工况下的元件壁温高于冷却剂的工作温度，但低于冷却剂工作压力下的饱和温度，因而不会有汽泡生成。这时的传热过程是单相对流传热。b-c 区域是冷却剂的泡核沸腾工况。随着壁温 T_C 的增高，膜温压 ΔT 也相应加大，因此 q 也随之增大。当 q 增大到 b 点时，壁温 T_C 将超过冷却剂的饱和温度。这时，局部壁面上的冷却剂开始过热，并生成孤立的小气泡，气泡的密度随着壁面过热度的增加而增加，这种泡核状的沸腾称为泡核沸腾。



沸腾工况下热流密度与温压的关系

a-b—不沸腾工况；b-c—泡核沸腾工况；c-d—泡核沸腾和膜态沸腾混合的工况；d-e—膜态沸腾工况；e-f—膜态沸腾加辐射的工况

当壁面温度与冷却剂的温度差超过 c 点后就进入 c-d 段工况。此时气泡数量多，以致它们在加热面附近合并成一片片的汽膜，覆盖着部分加热面。这种工况一般称为部分膜态沸腾。这时由于蒸汽传热性能差，传出的热流量迅速下降，

壁面温度急剧升高。壁面出现烧毁事故。通常把 c 点的沸腾状态称为偏离泡核沸腾。该点所对应的热流密度即定义为偏离泡核沸腾热流密度或临界热流密度。

临界热流密度与实际（或设计的）热流密度之比称为偏离泡核沸腾比。设计上应保证偏离泡核沸腾比大于 1。

影响临界热流密度的主要因素有冷却剂流速、压力和含汽量等。通常液流中含汽量越大、流速越低，则临界热流密度越小。压力的影响则不是单调的，低压下，临界热流密度随压力的增加而增大；高压下，则随压力的增加而减小。

实验的临界热流密度数据一般概括成经验公式的形式，其中的临界热流密度表示为各种自变量（有时还有一些因变量）的函数。这些公式都只在严格规定的各自变量范围内是最佳的，不推荐外推到这个范围之外。例如下述的 W-3 公式，临界热流密度 q_{cr}(W/m^2) 表示为

$$q_{cr}=3.154\times10^6[(2.022-6.238\times10^{-8}p)+(0.1722-10.43\times10^{-8}p)\exp(18.177-5.987\times10^{-7}p)x_e]\left[(0.1484-1.596x_e+0.1729x_e|x_e|)\times\frac{0.2049G}{10^6}+1.037\right]\times(1.157-0.869x_e)[0.2664+0.8357\exp(-124D_e)](0.8258+0.341\times10^{-8}\Delta h_s)F$$

式中 p 为冷却剂工作压力，Pa；x_e 为计算点处的含汽量；G 为冷却剂质量流速，kg/(h·m^2)；D_e 为当量直径，m；$\Delta h_s=h_s-h_{in}$ 为冷却剂在进口处的欠热焓差，h_s 为工作压力下冷却剂的饱和焓，J/kg，h_{in} 为冷却剂在进口处的焓，J/kg；F 为格架修正因子。公式的适用范围为：$p=(6.89\sim15.86)\times10^6$ Pa；$G=(4.88\sim24.41)\times10^6$ kg/(h·m^2)；$D_e=(5.08\sim17.78)\times10^{-3}$ m；$x_e\leqslant0.15$；$h_{in}\geqslant930.4\times10^3$ J/kg。

参考书目

Петухов Б С итд. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Москва：Энергоатомиздат，1986.

汤烺孙，韦斯曼．压水反应堆热工分析．袁乃驹，裘怿椿，杨彬，译．北京：原子能出版社，1983.

linjie zhiliang

临界质量 (critical mass)

见反应堆临界。

Ling'ao Hedianchang Erqi

岭澳核电厂二期 (Ling Ao Nuclear Power Plant No. 2)

位于广东深圳市大鹏新区鹏城村大亚湾核电基地内，紧邻岭澳核电厂。核电厂装备 2 台二代改进型百万千瓦级压水堆机组，业主为中国广东核电集团全资控股的岭东核电有限公司，项目由中广核工程有限公司总承包，核岛主设备供应商为 PLP 联合体（阿海珐、中国核动力研究设计院、中国东方电气集团）。岭澳核电厂二期全景见图。

岭澳核电厂二期是中国“十五”期间开工建设的唯一核电项目，也是中国核电自主品牌 CPR1000 的示范工程。主体工程于 2005 年 12 月 15 日开工，2011 年 8 月 7 日全面建成投产，年发电量为 150 亿 kW·h。电厂建设首次以中方为主承包商，实现了“自主设计、自主制造、自主施工、自主运行”的目标，全面掌握改进型第二代压水堆核电厂的工程设计和设备制造技术，为高起点引进、消化、吸收第三代核电技术奠定了基础。2 台机组设备国产化率为 60%。移交接产后，核电厂由大亚湾核电运营管理有限公司负责运营管理。





岭澳核电厂二期全景（岭澳核电厂二期　提供）

电厂选用的机型是在大亚湾核电厂及岭澳核电厂机组基础上经多项重大改造形成的 CPR1000 技术，其中包括 15 项重要技术改进、200 余项其他技术改进，其堆芯损坏频度（CDF）已接近 10^{-5}/(堆·年) 的安全目标。机组为标准三环路，其主要设计参数见表。

岭澳核电厂二期主要设计参数

电厂类型	三环路压水堆
设计寿命（年）	40
额定热功率（MW）	2905
最大连续额定电功率（MW）	1093.88
燃料组件形式	AFA-3G（带中间搅混格架）
燃料组件数（盒）	157
平均卸料燃耗（MW·d/t）	45 000（18 个月换料周期） 33 000（12 个月换料周期）
热工设计流量（m^3/h）	22 840×3
设计运行压力（MPa）	15.5
平均线功率密度（W/cm）	186
反应堆堆芯平均温度（℃）	311.1
主蒸汽总流量（kg/s）	1613.4
安全壳净容积（m^3）	约 49 400
安全壳设计压力（MPa）	0.52

机组首次在国内成功采用了如下重要新技术：

（1）反应堆压力容器堆芯活性段采用整体锻件，提高了压力容器的可靠性。

（2）百万千瓦级半转速汽轮机及相配套的热力系统，提

高了核电厂热效率。

(3) 全范围核电厂数字化仪控系统和先进控制室，提高了控制保护系统的精度，并简化了操作。

(4) 状态导向法事故运行规程 (SOP)，有效降低了人因失误概率。

liudong yajiang

流动压降 (flow pressure drop) 流体流动过程中，流道内两个流通截面间流体静压的变化。它包括沿程摩擦压降（简称摩擦压降）Δp_f、重力压降 Δp_{el}、加速压降 Δp_a 和局部形阻压降 Δp_c，即流动压降 $\Delta p=\Delta p_f+\Delta p_{el}+\Delta p_a+\Delta p_c$。

沿程摩擦压降 Δp_f 沿通道流动的流体与壁面摩擦引起的压力损失。摩擦压降（单位为 Pa）通常采用下述公式计算：$\Delta p_f=fL\rho v^2/(2d_e)=fLG^2/(2d_e\rho)$，式中 f 为摩擦系数，它与流体的流动性质（层流或湍流）、流动状态、受热情况（等温或非等温）、通道几何形状、表面粗糙度等因素有关；L 和 d_e 分别为通道的长度和当量直径，m；ρ、v 和 G 分别为流体的密度（kg/m^3）、流速（m/s）和质量流速 [$kg/(m^2\cdot s)$]。表中给出了不同情况下摩擦系数计算公式。

管道摩擦系数与 Re 及相对粗糙度 $\frac{k}{d_e}$ 的关系表

流动性质	摩阻区	条件	判别式	摩擦系数 f 计算公式
层流	层流摩阻区	$Re<2300$	$\frac{k}{d_e}$ = 任意值	$f=64/Re$
湍流	光滑摩阻区	$Re=3000\sim10^5$	$Re\frac{k}{d_e}<10$	$f=0.3164/Re^{0.25}$
	阻力平方区	$Re<10^8$	$Re\frac{k}{d_e}>500$	$f=\{1.74+2\lg[d_e/(2k)]\}^{-2}$

表中 k 是管道表面的绝对粗糙度，对于新拉制的铜、铝、塑料和玻璃管，$k=0.0015\sim0.01$mm；对于冷拔、热拉和轧制的新无缝钢管，$k=0.05\sim0.10$mm；对于新的涂沥青或不涂沥青的铸铁管，$k=0.10\sim0.25$mm；对于新抹光的混凝土管，$k<0.15$mm。

对于非等温湍流情况，按表求得的等温摩擦系数 f 还应乘以一个修正因子，如 $(\mu_w/\mu_f)^{0.6}$。上述因子适用于 10～14MPa 的水，其中 μ_w、μ_f 分别为按壁温取值的水黏度和按主流平均温度取值的水黏度。

对于两相流，摩擦压降等于单相流摩擦压降乘以两相摩擦压降倍率 φ_{f0}^2。对于不同的模型（如均匀流模型或分离流模型）有不同的 φ_{f0}^2 计算关系式。按均匀流平衡态模型给出的关系式为 $\varphi_{f0}^2=\left[1+\bar{x}_e\left(\frac{\rho_L-\rho_g}{\rho_g}\right)\right]\left[1+\bar{x}_e\left(\frac{\mu_L-\mu_g}{\mu_g}\right)\right]^{-0.25}$，式中 ρ_L、ρ_g、μ_L 及 μ_g 分别为液相和汽相的密度和黏度；$\bar{x}_e$ 为管道内平衡态质量含汽率的平均值。

重力压降 Δp_{el} 通道不同高度处流体位能不同引起的静压变化，也称提升压降。其计算公式为 $\Delta p_{el}=\bar{\rho}(z_2-z_1)$，式中 z_1、z_2 分别为截面 1 和 2 位置的垂直标高，m；$\bar{\rho}$ 为流体密度沿通道平均值，kg/m^3。如果流体流动为两相流，则流体密度应取两相流体平均密度 $\bar{\rho}_{tp}$。对该量，常用公式 $\bar{\rho}_{tp}=\bar{a}\rho_{gs}+(1-\bar{a})\rho_{fs}$ 来计算，式中 ρ_{fs} 和 ρ_{gs} 为饱和水和汽的密度；$\bar{a}$ 为流体空泡份额沿通道的平均值。

加速压降 Δp_a 由于流体的密度或速度变化而产生的压降。其表达式为 $\Delta p_a=\int_{v_1}^{v_2}\rho v\,dv$。在流通截面发生变化的局部区域，可认为密度近似不变，只有速度发生变化。此时产生的压降称为局部加速压降 $\Delta p_{a,c}$。由前式可得 $\Delta p_{a,c}=\rho\int_{v_1}^{v_2}v\,dv=\rho(v_2^2-v_1^2)/2$。在流道截面不变的情况下，沿流道质量流速保持不变，在这种情况下得到的加速压降为 $\Delta p_{a,b}=G\int_{v_1}^{v_2}dv=G(v_2-v_1)=G^2\left(\frac{1}{\rho_2}-\frac{1}{\rho_1}\right)$。当两相流体流动时，$\rho_1$、$\rho_2$ 可由两相流体密度公式求出。当单相液体流动时，由于密度的变化不大，因此，经常可以忽略纯液相流动区的沿程加速压降。

局部形阻压降 Δp_c 系统内局部区域的流体运动方向发生变化或流道形状改变引起的压降，如流体通过阀门、弯头和格架等部件时的压降。其计算公式为 $\Delta p_c=K_c\rho v^2/2$，式中 K_c 为局部形阻系数，由实验测定，可在有关的阻力手册等工具书中查到。但必须指出，K_c 是对应于各有关局部位置的某一速度 v 而言的。因此在选用 K_c 时，应注意它与速度 v 间的关系，如对于求流道截面突扩或突缩处的压降情况，流速一般取小截面处的数值，但此时按前式算得的局部形阻压降 Δp_c 不等于总局部压降 $\Sigma\Delta p_c$，还应计入局部加速压降 $\Delta p_{a,c}$。

liuzhi zhendong

流致振动 (flow-induced vibration) 浸在流体中或传输流体的结构由流体运动产生的交变激振力诱发的振动。它是作用在结构上的流体力、阻尼力和弹性力之间相互作用的结果。核工程中有大量与流体相关的系统和设备，有可能发生流致振动。流致振动将导致结构因微幅振动而磨蚀、磨损，或导致结构因大幅度振动而损坏。反应堆堆芯结构、蒸汽发生器传热管束、燃料元件等均出现过流致振动引起的损坏。

无论流体是单相流还是两相流，或流体相对结构是轴向流还是横向流，都有可能发生流致振动。流体力是激发部件振动的原因，一般可分为周期性旋涡脱落、流体弹性不稳定、声共振和湍流抖振。

周期性旋涡脱落 流体流过物体时从物体表面分离，形成交替脱落的旋涡，产生周期性激振力。如果旋涡脱落频率和结构的固有频率一致，结构将发生共振。

流体弹性不稳定 一种自激振动，是流体力与结构运动相互作用的结果。随着流速的增加，结构不断从流体吸收能量，当吸收能量大于结构耗散能量时，结构将发生大幅振动。导致结构产生不稳定的最小流速叫做临界流速，高于临界流速后，结构将失效。

声共振 在气体介质横向流作用的结构中最可能发生。当气柱固有频率和旋涡脱落或湍流激振频率一致时，将产生强烈的声共振，发出刺耳的噪声；如果声共振频率与结构的频率接近，结构也可能出现大幅振动并导致严重破损。

湍流抖振 湍流在物体表面产生的随机压力波动引起物体的振动。湍流抖振的振幅虽然比较小，但经历时间长，引

起结构的疲劳磨损破坏。

在 ASME 规范、TEMA 标准及中国国家标准中，都推荐了流致振动的分析方法。核反应堆的结构设计中已开始应用一些经验公式进行设计，防止发生流致振动。用于研究流致振动的理论模型和经验公式是在一定条件下、针对具体工程试验模型得到的，有较大的保守性和不确定性。从 20 世纪 70 年代起，国内外学者在流致振动领域开展了广泛的研究。随着计算流体力学（CFD）的发展和计算机性能的提高，基于 CFD 的数值仿真方法有望成为深入研究这个问题的有效手段。

参考书目

Blevins，R D. Flow-Induced Vibrations，2nd Edition，van Nostrand Reinhold. New York，NY.，1990.

luoxuanguanshi zhiliu zhengqi fashengqi

螺旋管式直流蒸汽发生器（helical once-through steam generator） 多用于气冷堆的一类特殊蒸汽发生器，传热管采用多层螺旋盘管，水从入口流入，出口直接产生高温高压蒸汽。作用是将一回路冷却剂的热量传递到与之隔绝的二回路的冷却介质，产生蒸汽。螺旋管式直流蒸汽发生器是分隔并实现一、二回路热量交换的关键设备。

高温气冷堆采用螺旋管式直流蒸汽发生器具有下述优点：①换热面布置简单，结构紧凑，整个设备的水容量小，当蒸汽发生器管束损坏时，流进一回路系统的水-蒸汽量较少，有利于反应堆的安全，并可缩短事故后的处理时间。②螺旋管受氦气横向冲刷换热性能较好。它的主要缺点是：①二次侧可能存在热工水力的不稳定性；②制造工艺比直管、U 形管等结构要复杂，进行在役检查难度大。

直流蒸汽发生器运行特点是：起动、停堆时需要专门的起动停堆回路，它在蒸汽发生器出口蒸汽参数未达到汽轮机要求时，载走热量；在发生传热管破裂事故时为限制二次侧最低流量，在蒸汽发生器入口安装节流环，提供附加的阻力环节，减少二回路的水和蒸汽向一回路堆芯的进水速度和进水量。同时，蒸汽发生器入口给水管上还连有蒸汽发生器事故排放系统，发生传热管破裂事故时，通过重力和蒸汽压力把蒸汽发生器中的水和蒸汽排放到专设的排放罐中。



Meiguo Hedongli Yunxing Yanjiuyuan

美国核动力运行研究院 （Institute of Nuclear Power Operations in USA，INPO） 1979年三里岛核电厂事故后，美国成立的一个非营利性组织。也称美国核电运行协会。总部设在佐治亚州亚特兰大，经费由其成员单位共同承担。



美国核动力运行研究院（协会）的宗旨是促进商用核电厂达到最高安全和可靠水平，并为此制订核工业的实绩指标、标准和导则，定期对核电厂进行详细评价，为核电厂不断改进实绩提供帮助。

研究院（协会）有4项主要任务：①核电厂评价。以安全性和可靠性为核心，评估核电厂人员的知识和绩效、系统和设备工况、计划和程序质量，以及核电厂管理的有效性。②培训和认证。来自美国和世界各地的核专业人员可在协会接受培训，也可参加协会提供的各种在线课程。通过独立的美国国家核认证委员会对运行人员和技术培训课程进行认证。③事件分析和信息交流。协助审查核电厂发生的任何重大事件，通过通报信息，交流经验和最佳实践。④帮助。应核电设施的请求，对核电厂运行和支持相关领域的具体技术问题或管理问题提供帮助。

研究院（协会）成员包括美国所有运行商用核电厂的组织，其他国家的核电营运组织以及核蒸汽供应系统、建筑/工程和建造公司也可参加，但原则上一个国家只能有一个成员单位参加。

Meiguo Heguanzhi Weiyuanhui

美国核管制委员会 （United States Nuclear Regulatory Commission，U. S. NRC） 根据《1974年能源重组法》建立，简称核管会，致力于美国境内与核能相关的管理工作，于1975年1月19日开始运作。它的前身是1954年成立的原子能委员会，也是世界上最早实行独立核安全监管的机构。

核管会由5位委员领导。所有委员由总统提名、国会确认，委员任期5年，来自同一政党的人选不超过3人，其中一名委员由总统任命为委员会主席和正式发言人。主席受委员会的一般政策约束，负责核管会的行政、组织、长期规划、预算和某些人事职能。核管会有关许可证相关事务，由5名委员投票表决，少数服从多数；但主席对紧急情况的所有职能具有最终权限。



核管会总部设在马里兰州罗克维尔市，4个地区办事处分别设在宾夕法尼亚州、佐治亚州、伊里诺伊州和得克萨斯州，员工总计近4000人。核管会还向核电厂厂址和燃料设施长期派遣检查员。核管会每个财政年度的预算由国会拨发。随着美国对核电兴趣的增加，核管会的预算也在不断增长。2010财政年度核管会的预算超过了10亿美元，其中分配用于反应堆安全方面费用占到76%。

核管会的宗旨是确保公众健康和安全、促进共同防御和安全，以及保护环境。任务是对核能副产品、放射源和特种可裂变材料在美国境内的民事利用颁发许可证和实施独立监管，包括制订核反应堆和核材料安全的管理政策和法规，向许可证持有者颁布命令，以及对提交给它的法律事项作出裁决。

核管会的监管任务涉及3个主要领域：①反应堆。用于发电的商业反应堆，以及用于研究、实验和培训的非发电反应堆。②材料。核材料在医学、工业和学术领域的应用和生产核燃料的设施。③废物。核材料和核废物的运输、储存和处置以及核设施的退役。

核管会技术力量雄厚，具有独立校核新型堆型、进行安全审评的能力。其发布的核安全监管法规、标准等通常是世界其他核电国家核安全监管机构的重要参考。

任何拟持有或商业使用核管会计划所涵盖核材料的组织或个人，必须从核管会或与核管会就核材料管理达成协议的州获得许可证。核管会定期对获得许可证的设施进行检查，以确保其满足管理条例和许可证条件。

Meiguo Paluo-Fudi Hedianchang

美国帕洛·弗迪核电厂 （United States Palo Verde Nuclear Power Plant） 位于美国亚利桑那州的温特斯堡，距该州首府菲尼克斯约54km。核电厂为亚利桑那核动工程公司（ANPP）所有，亚利桑那公共事业服务公司（APS）营运。安装有3套电功率为1300MW的压水堆核电机组。核岛设备由美国燃烧工程公司（CE）提供，常规岛设备由美国通用电气公司（GE）提供，核电厂设计和建设的总体技术责任由美国柏克莱公司承担。核电厂全景见图。

项目的3台机组（帕洛·弗迪-1、2、3）于1973年订货，主体工程于1976年开始浇筑第一罐混凝土。3台机组分别于1985、1986年和1987年达临界，并分别于1986年1月、1986年9月和1988年1月投入商业运行。

核岛为CE系统80型，额定热功率为3817MW。反应堆堆芯高度为3.81m，直径为3.65m，核燃料装量为99.03t重金属。堆芯平均热功率密度为95.6kW/L。

反应堆一回路有2个环路，一回路压力为15.5MPa，



美国帕洛·弗迪核电厂全景（汪兆富　提供）

反应堆出口水温度为327℃，进口水温度为296℃。反应堆内装241个16×16CE系统80型燃料组件，燃料材料为UO_2，每个组件有236根燃料棒，棒的外径为9.703mm，棒的包壳材料为Zr-4合金。棒外壳的最高温度为347℃，燃料棒的平均线功率密度分别为18.14、18.21kW/m和18.37kW/m。换料周期为18个月。每年装卸燃料27.9t重金属。卸料平均燃耗为38000MW·d/t。反应堆共有粗调用控制棒76束，细调用控制棒13束，控制材料为B_4C，可燃毒物材料为Al_2O_3/B_4C。

每套机组使用1台1303MW的汽轮发电机，发电机的额定转速为1800r/min。进入汽轮机的蒸汽压力为6.86MPa，温度为288℃。

该核电厂的一大特色是，机组的废热靠冷却塔带到最终热阱——大气，而冷却用水来自于周围几座城市的生活用排水，经过滤处理后，收集到核电厂大容量的冷却水池备用。

misan ranliao

弥散燃料　(dispersion fuel)　将含易裂变核素金属或陶瓷的细颗粒均匀地弥散在其他惰性基体材料中的核燃料。弥散的颗粒称燃料相，其尺寸很小，以保证基体的连续性。基体又称连续相。

弥散燃料是为提高燃料元件的传热效率和加深燃耗而设计的，它兼有陶瓷燃料和金属燃料的优点。其设计原则是：燃料颗粒的尺寸要大于裂变产物的射程，使裂变产物引起的损伤基本上局限于燃料内，燃料元件可以达到更高的燃耗。裂变产物在铀中的射程约为7μm，在铝中约为14μm，弥散相大小选取100～600μm；弥散燃料的性质基本上与基体材料相同，只要选用合适的连续相，就可以使燃料元件具有较好的导热性能和较高的强度和塑性，并耐辐照和腐蚀。常用的燃料颗粒有UAl_4、U_3Si_2、UO_2、UC_2及UCO等，基体材料有铝、锆、不锈钢及石墨。

弥散燃料根据弥散相和连续相的类别可分为三类：①金属与金属弥散燃料。弥散相和基体相都是金属，如UAl_4-Al是中国高通量反应堆的燃料。②陶瓷与金属弥散燃料。燃料相为陶瓷，基体相为金属，叫做金属陶瓷燃料，U_3Si_2-Al是国际研究与试验堆低浓化计划推荐的燃料。③陶瓷与陶瓷弥散燃料。弥散相和连续相都是陶瓷，燃料相为包覆燃料颗粒，基体相为石墨的弥散体，习惯上称为包覆颗粒燃料或TRISO燃料，是高温气冷堆的燃料，也是未来以熔盐作冷却剂的先进高温堆的选用燃料。上述三种弥散燃料都可作为惰性基体燃料。

弥散燃料的制造方法随不同类别而异。对金属与金属弥散燃料，可用常规冶金方法，并采用适当的热处理制得。含铝55%～87%（质量）的铀铝合金，在冷却到1003K时由包晶反应先形成部分UAl_4；再在稍低于共晶温度913K下长时间加热，可得到稳定的UAl_4在铝基体中的弥散体。对陶瓷与金属弥散燃料，可用粉末冶金法制造，如U_3Si_2-Al先将金属铀与高纯硅按配比熔炼制成块状U_3Si_2化合物，再在惰性气氛中粉碎，筛分成44～150μm和小于44μm两类粉粒；然后将U_3Si_2粉粒与铝粉按配比称重、混料、压制成型，与铝合金框架、盖板、装配、焊接，经冷轧制成燃料板；最后将燃料板与侧板滚压结合，组装成组件。包覆颗粒燃料由铀的氧化物、碳化物或氧碳化物芯核涂上热解碳和SiC的微球（见高温气冷堆燃料元件制造），均匀分散在石墨粉中，压制成燃料球（球床高温气冷堆）或燃料棒（棱柱状高温气冷堆）。

N

naleng kuaizhongzi zengzhidui kongzhi

钠冷快中子增殖堆控制

（control of sodium-cooled fast breeder reactor） 使钠冷快中子增殖堆的功率与核电厂的输出功率相匹配，并对中间回路和蒸汽回路进行调节以维持核电厂给定的运行参数的技术。钠冷快中子增殖堆控制主要包括反应性控制、热能动力系统控制及钠泄漏监测和控制。

反应性控制　通过移动控制棒来改变钠冷快中子增殖堆的反应性，以改变反应堆的功率水平，或用来补偿由温度效应、氙毒和燃耗等引起的瞬时或长周期的反应性变化，以维持反应堆的功率水平。与热中子反应堆比较，钠冷快中子增殖堆在反应性控制方法和控制性能方面的特征有：①由于采用液态金属钠作冷却剂，只能采用控制棒一种反应性控制方式，无法像压水堆那样采用改变冷却剂含硼浓度的反应性控制方式。在早期的快中子研究堆中还曾通过对堆芯中子反射层的控制，改变中子泄漏量来实现反应性控制。②所用的控制棒数目比热中子反应堆的少。③由于钠冷快中子增殖堆内缓发中子份额小，容易达到瞬发临界，因此用于调节中子注量率水平的控制棒价值较小。④由于钠冷快中子增殖堆内平均中子自由程长，堆芯耦合比较紧密，堆芯中子注量率分布畸变较小，因而不需要进行反应堆内功率分布控制。（见反应性控制）

钠冷快中子增殖堆的反应性控制性能表现在控制棒数目、棒驱动行程和安全棒落棒时间等方面，表中示出不同国家钠冷快中子增殖堆的控制棒性能。

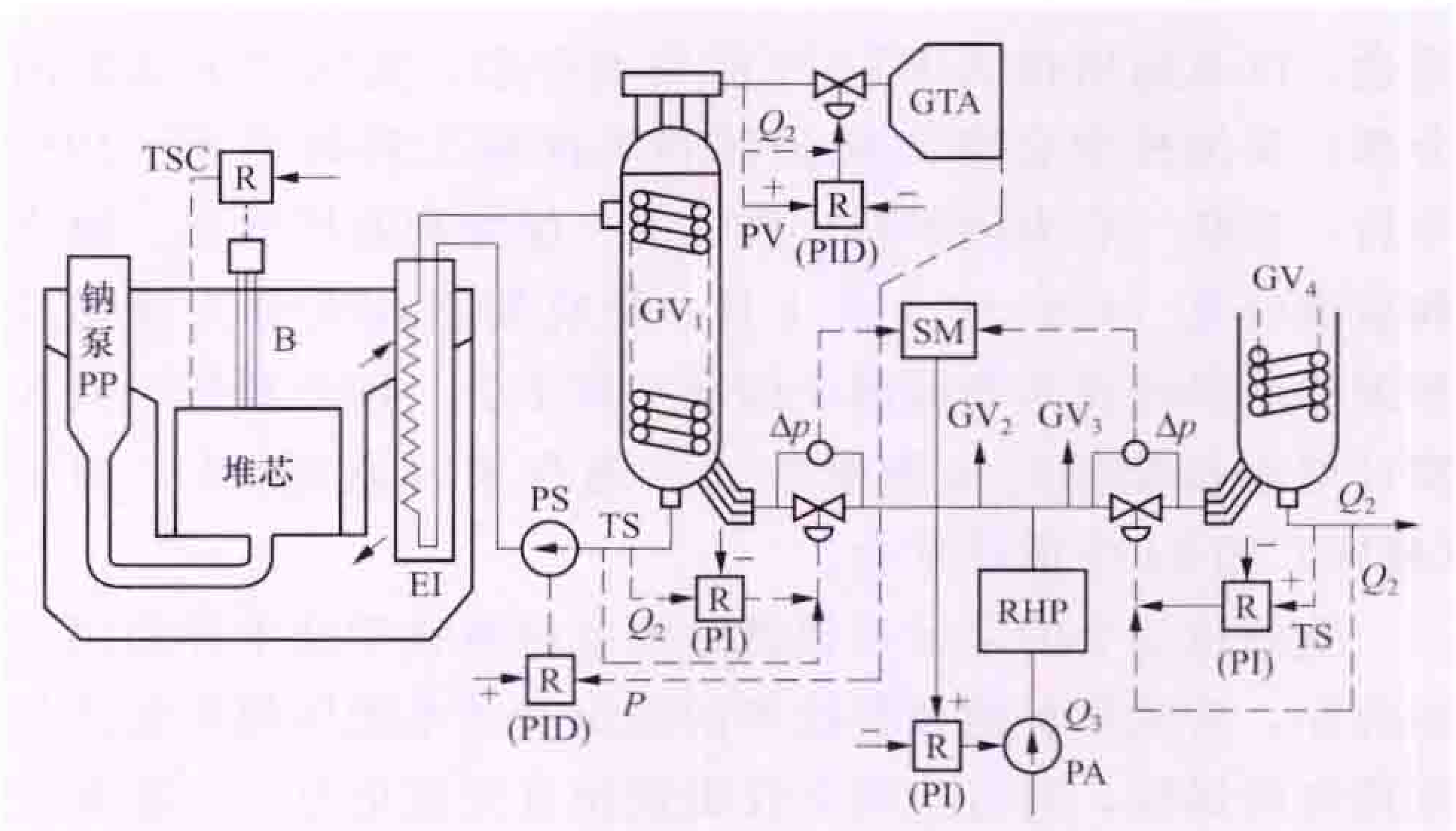
不同国家钠冷快中子增殖堆控制棒性能

国别（堆名）	美国（E. Fermi）	法国（Phenix）	前苏联（BH-350）	日本（常阳）	中国（CEFR）
堆热功率（MW）	200	625	1000	100	65
控制棒	调节棒 2 根 安全棒 8 根	总数 8 根	控制棒 8 根 安全棒 3 根	控制棒 3 根 安全棒 3 根	调节棒 2 根 补偿棒 3 根 安全棒 3 根
棒驱动行程（m）	1.37	1	1.26	0.9	0.5
落棒时间（s）	0.9	0.6	0.7	小于 1	0.7

热能动力系统控制　钠冷快中子增殖堆有主回路、中间回路和蒸汽回路三条回路，对应于每条回路，有不同的控制。对于主回路，除主要应用控制棒来调节反应堆功率外，还通过调节一回路钠循环泵的转速来控制一回路的钠流量，维持反应堆进出口温度恒定；对于中间回路，主要通过调节中间回路钠循环泵的转速来控制中间回路钠流量，实现热量输出与反应堆功率的匹配；对于蒸汽回路，主要包括蒸汽发生器给水调节和汽轮机调节阀的控制，以维持蒸汽压力恒定，并满足负荷跟踪时蒸汽流量的需求。

钠泄漏监测和控制　钠冷快中子增殖堆采用液态金属钠作冷却剂。钠是活泼金属，一旦泄漏到空气中或与水接触，就会产生剧烈化学反应，带来工业安全问题。需要设置专门的钠泄漏探测装置，在探测到钠泄漏时，应及时触发相应的隔离和消防措施。特别是在破管事故下有可能发生钠水反应的蒸汽发生器，需要设置专门的蒸汽发生器保护系统。

钠冷快中子增殖堆控制系统示例　图中所示为法国超凤凰钠冷快中子增殖堆控制原理。其控制系统分为功率负荷控制系统和给水控制系统两部分。

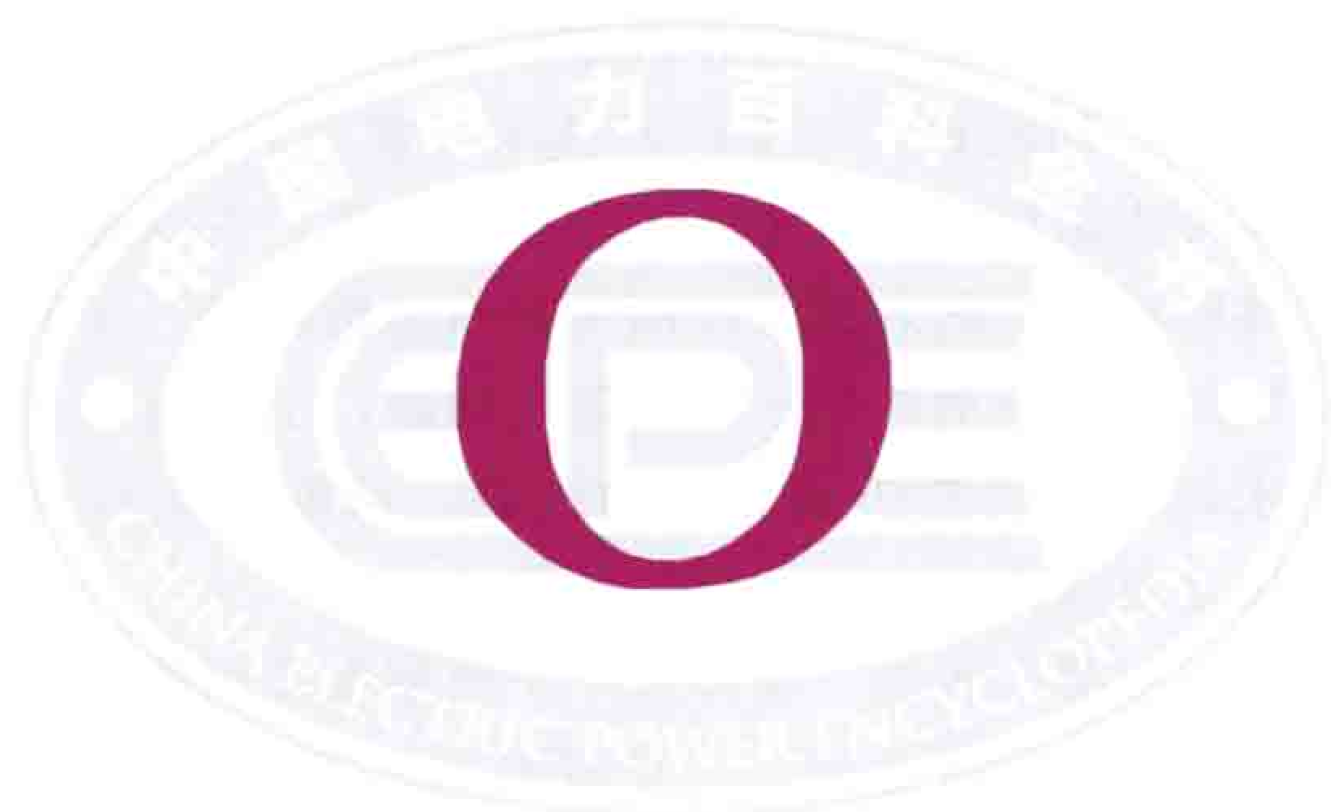


法国超凤凰钠冷快中子增殖堆控制原理

B—调节棒；GV—蒸汽发生器；PP—主回路钠泵；PS—二回路钠泵；EI—中间热交换器；PA—给水泵；GTA—汽轮发电机组；RHP—高压再热器；R—调节器；SM—最小信号选择器；PID—比例、积分、微分调节器；PI—比例积分调节器；Q_2—二次钠流量；Q_3—给水流量；TSC—堆芯出口温度；TS—蒸汽发生器出口钠温；P—电网功率；PV—蒸汽压力；Δp—阀门压差

（1）功率负荷控制系统。由四个子系统构成：①维持堆芯出口温度恒定的调节系统，通过移动控制棒改变反应堆功率来实现；②电网功率跟踪系统，通过改变中间回路钠泵转速，调节中间回路流量来实现；③蒸汽发生器出口钠温控制系统，通过调节给水阀门，改变给水流量来实现；④维持蒸汽压力恒定的调节系统，通过控制汽轮机调节阀开度来实现。

（2）给水控制系统。由两个部分组成：①通过给水阀门自动跟踪中间回路钠流量来实现给水对蒸汽负荷变化的快速响应；②通过给水阀门的压差（维持在 0.6MPa）来控制给水泵，使给水流量与蒸汽流量保持平衡。给水控制系统不仅要保证蒸汽总流量的需求，而且要保证每台蒸汽发生器内部水流与蒸汽流的稳定性。



Ouzhou Hexuehui

欧洲核学会 （European Nuclear Society，ENS） 非营利性的民间学术团体，于1975年创立。当时由14个欧洲国家的17个原子核科技学术团体联合组成，包括比利时核学会、英国核能学会、丹麦核学会、瑞典核学会、希腊核学会、德国核学会、荷兰核学会、奥地利核学会、瑞士核学会、西班牙核学会、意大利核学会、法国核学会、芬兰核学会，以及南斯拉夫ETAN核技术分会、美国核学会法国分部、美国核学会意大利分部和英国核工程研究所。1989年后，苏联（后为俄罗斯）核学会、保加利亚核学会、捷克和斯洛伐克（1993年1月1日，捷克斯洛伐克分为捷克共和国和斯洛伐克共和国两个国家）核学会、匈牙利核学会和罗马尼亚核能协会也相继加入。现有来自欧洲22个国家（地区）的24个成员学会。

欧洲核学会的宗旨是促进欧洲各国核科学技术界的团结和合作，为欧洲各国核科技界的组织和学术团体提供促进相互理解的讲坛，通过组织会议提供相互交流信息、经验和技术的场所。学会每4年举办一次大型国际学术年会。欧洲核学会每年与成员学会联合举办两个专题学术会议，主要出版物是《核欧洲》（Nuclear Europe Worldscan），在1991年创办了欧洲公共核信息网（NucNet）。

欧洲核学会的领导机构由会长1人、副会长若干人和各成员学会选派1人参加的指导委员会组成。会长的任期为2年。学会的办事机构设在瑞士的伯尔尼。1987年9月，欧洲核学会和中国核学会在北京签订了合作协议。

Ouzhou Yuanzineng Lianying

欧洲原子能联营 （European Atomic Energy Community，Euratom） 又称欧洲原子能共同体。成立于1958年1月1日，它与欧洲经济共同体的成立是欧洲政治和经济一体化道路上的重要标志。最早的成员国是比利时、法国、联邦德国、意大利、卢森堡和荷兰，随后，爱尔兰、英国、丹麦、西班牙、希腊和葡萄牙相继加入，1995年瑞典、芬兰和奥地利也加入了这个组织。



组织成立欧洲原子能联营，主要是促进建立欧洲范围的而不是一国的原子能工业。此外，还有协调各国的原子能研究工作，鼓励建立原子能发电设施，制订安全与保障制度，促进自由交换情报及人员的自由交流，以及组建一个共同市场进行原子能设备及物资贸易等。根据《罗马条约》第2条，组织成立欧洲原子能联营目的为：①进行研究并保证成员国共享核技术信息；②建立统一的核安全标准；③促进对开发核能所需要的基础建设和投资；④保证核燃料供给的有秩序性和公平性；⑤确保核燃料不被转用于其他目的（建立保障监督）；⑥行使裂变材料所有者的权利；⑦建立一个共同市场进行裂变材料的贸易。

欧洲原子能联营的管理范围不涉及军用原子能物资。自从成立起，该组织就与欧洲经济共同体和欧洲煤钢联营共有一个法院和议会，1967年7月，这三个组织的行政机构合并。研究工作在欧洲原子能联营附设的研究中心进行，该组织还与各成员国内的研究机构订立合同，以及与其他国家及国际组织订立合作协议。



peng huishou xitong

硼回收系统 (boron recycle system)　用蒸发和离子交换的方法处理一次冷却剂排放流并回收浓硼酸的系统。硼回收系统用于减少核电厂的废液排放，保护环境，降低核电厂的硼酸用量。

功能　①收集和暂存一次冷却剂系统在正常运行及检修时所排放出的冷却剂；②去除冷却剂中的腐蚀产物和裂变产物，并将其处理成符合一次冷却剂系统运行要求的再生补水及再生硼酸。

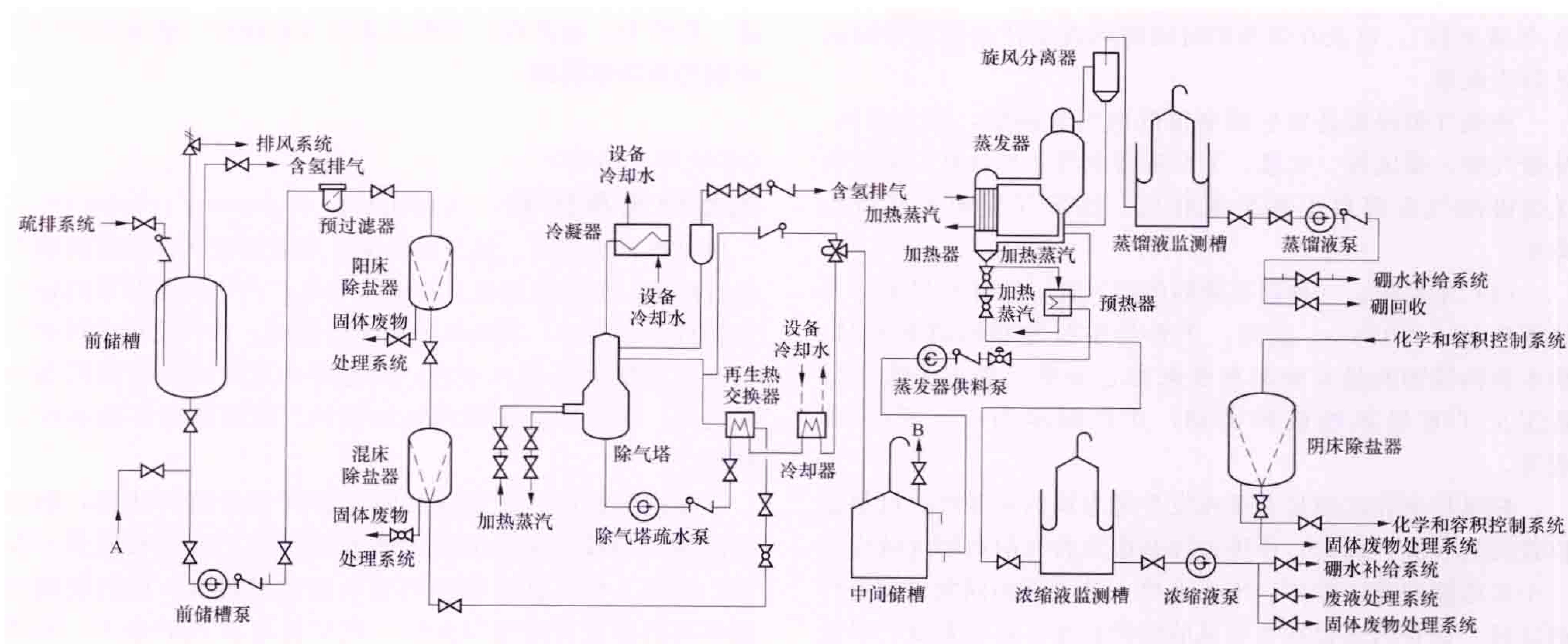
系统流程　由净化、除气、水和硼酸分离及除硼工艺设备组成，见图。

净化、除气　包括前储槽、过滤器、除盐器和除气装置。来自化学和容积控制系统及疏排水等系统的一次冷却剂废液由前储槽接收，经前储槽泵、预过滤器进入除盐装置以降低放射性水平、提高水质。净化后的液体加热后送入除气塔脱气。塔顶不凝结气体（氢、氮、氪、氙等）和蒸汽排入冷却器，废气排往废气处理系统，凝汽液靠重力回到脱气塔。

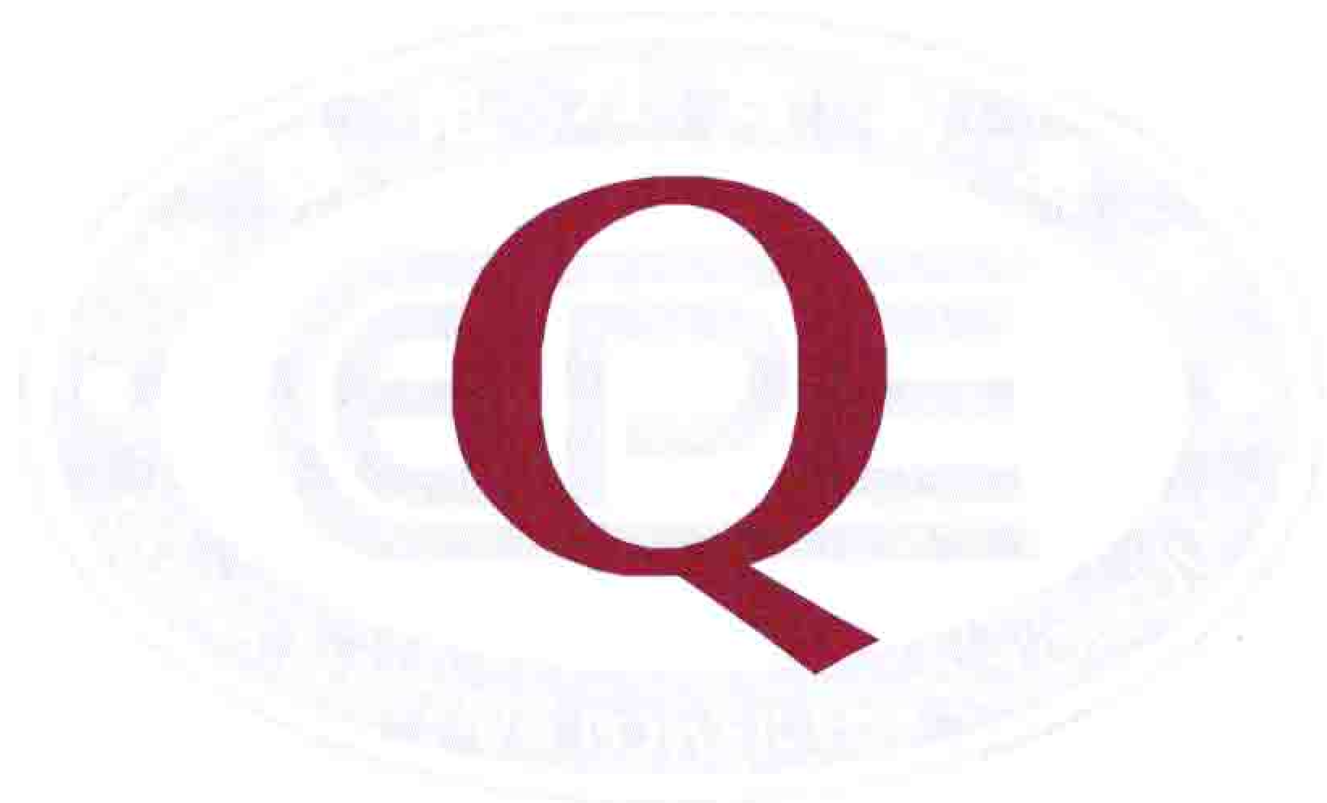
水、硼酸分离　包括中间储槽、蒸发装置、蒸馏液和浓缩液监测槽。由脱气塔疏水泵送入中间储槽的含硼凝汽液，通过蒸发器供料泵送入外加热式自然循环蒸发器中进行蒸发（其去污因子一般为 10^4），经蒸发后分别得到 4%的硼酸溶液、蒸馏液和蒸残渣。硼酸溶液和蒸馏液分别送蒸馏液和浓缩液监测槽，取样合格后用泵送到硼回收工艺中的硼酸储存槽和硼水补给系统中的反应堆补给水箱复用，不合格的返回重新处理。蒸馏液和浓缩液监测槽、补给水箱等通常采用薄膜或氮气覆盖，以防止接触氧。对含 4%以上硼酸溶液设备和管道考虑加热保温，以防硼酸析出。

除硼　设置若干台阴床除盐器。主要用于核电厂寿期末对含硼量较低的一次冷却剂进行直接除硼。

EPR 先进压水堆核电厂设置冷却剂净化系统、冷却剂除气系统及冷却剂储存和处理系统来承担硼回收系统的功能。AP1000 先进压水堆核电厂的负荷跟踪采用控制棒调节来实现，而不需要冷却剂硼浓度控制，与 EPR 和常规核电厂采用控制棒加硼浓度控制进行负荷跟踪调节方式相比，要进行处理的冷却剂量比较少，所以没有设置硼回收系统。



硼回收系统流程



qixiang

气象 (meteorology) 在核电厂厂址选择中应考虑所在地区的气象条件影响，主要包括与核电厂安全有关的极端气象、与气载放射性流出物弥散有关的气象及与堆芯排热有关的气象。

与核电厂安全有关的极端气象 从确定设计基准出发，极端气象分为极端气象参数和极端气象现象两类。

极端气象参数是表征气象要素（如风速、降水、积雪、气温、冰冻、霜冻、雾和冰雹等）极值的参数。与核电厂安全有关的极端气象参数主要是极端风速、极端降水、极端积雪和极端气温。为了确定极端气象参数的设计基准，需要收集（或进行厂址现场观测）代表厂址条件的气象数据；对获取的数据进行统计分析；选定一个参照时间间隔（通常为30年或更长），以及在该参照时间间隔内设计基准将被超过的容许概率。

极端气象现象是发生概率很低的气象现象，如龙卷风、热带气旋、暴风雪、尘暴、干旱和雷电等。与核电厂安全有关的极端气象现象主要是龙卷风、热带气旋和可能最大降水。

（1）龙卷风。一种强烈旋转的空气柱，常伴有风暴，其风速为30～140m/s。通常，主要是按照龙卷风对灌木丛、树木和构筑物的最大破坏程度来对它分类。富士达的F等级定义了龙卷风的破坏类别，并且标示为F0、F1、F2级等。

核电厂所在区域是否存在发生龙卷风的可能性，可根据以往的资料分析确定。评价设计基准龙卷风的典型区域应是一个经纬度间距各为3°、气候上单一并呈现相同龙卷风特性的区域。调查内容包括龙卷风的路径长度、路径宽度，以及龙卷风沿途每个受袭击点的破坏强度等。龙卷风的设计基准参数是根据龙卷风对核电厂造成危害的主要因素确定的。这些参数是龙卷风的最大风速、龙卷风通过时产生的突然压力降和龙卷风造成的飞射物的撞击。

（2）热带气旋。一种巨大而旋转着的湿热空气团，其直径约为100km或更大。按照发生的区域和最大持续风速，热带气旋具有多种名称。在北太平洋西部，最大持续风速在17～32m/s的热带气旋称为热带风暴和强热带风暴，最大持续风速在33m/s以上的热带气旋则称为台风。

热带气旋对核电厂造成的危害，主要是暴雨和（或）涌浪引起的洪水、狂风的猛烈冲击作用和气旋造成的飞射物的撞击作用。用以作为设计基准的热带气旋是可能最大热带气旋。这是一种假想的平稳状态的热带气旋。确定这种气旋风场所需的气象因素是气旋的最大风速、最大风速半径、风眼压力和流入角，以及气旋相对于海岸线的运动方向和平移速度。最大热带气旋的设计基准参数是推导设计基准涌浪和设计基准风的输入参数。

（3）可能最大降水。核电厂所在地区一段时期的理论值。应分析评价可能最大降水引起的洪水、泥石流对核电厂安全运行和应急行动的影响。

与气载放射性流出物弥散有关的气象 主要是用以估算大气弥散因子和地面沉积因子，进而估算核电厂周围公众受到的环境辐射剂量的有关气象资料。估算大气弥散因子和地面沉积因子所需的气象资料，因核电厂气载放射性流出物的释放类别而异。对用于常规释放的长期（年平均）大气弥散因子和地面沉积因子，需要得到不同风向（16个方位）、风速、大气稳定度和降水情况的四维联合频率分布，或地面以上10m和排放口高度处至少连续1年的逐时风向、风速和降水量，以及中性和不稳定天气条件下混合层高度的平均值；对于事故释放，需要由整年的逐时风向、风速、大气稳定度和降水资料计算出不同时间间隔、不同距离的短期大气弥散因子（特别要考虑静风频率和时间长度的影响）和地面沉积因子。

与堆芯排热有关的气象 对采用非直流方式冷却的核电厂，其最终热阱系统设计要考虑的环境参数主要包括干球和湿球空气温度、风速、太阳辐射、水汽压和冰冻（包括潜冰）等气象因素。用于建立最终热阱系统模型的这些气象因素，均应为厂址所在区域有代表性气候期间（通常为30年）出现的最坏情况值。

qishui fenli zaireqi

汽水分离再热器 (moisture separator-reheater)

核电汽轮机组高、低压缸之间、用来对进入低压缸的蒸汽进行除湿、加热的装置。压水堆核电厂产生的饱和蒸汽通过汽轮机膨胀做功，如果不采取除湿措施，在汽轮机末级排汽的湿度将要达到24%左右。汽轮机在这种高湿度蒸汽条件下运行，动叶片会受到严重的侵蚀，机组的循环效率也会降低。

在汽轮机高、低压缸之间设置汽水分离再热器，将高压缸排出的较高湿度蒸汽在进入低压缸之前进行除湿、加热，使进入低压缸的蒸汽具有一定的过热度，则汽轮机末级排汽的湿度可降至与火电厂汽轮机组相当的水平。设置汽水分离再热器，是核电厂饱和蒸汽汽轮机组系统的主要特征。

性能特点 核电厂产生的饱和蒸汽压力通常较低，压水堆核电厂的蒸汽压力为5.0～7.0MPa。汽水分离再热器的工作条件取决于汽轮机高压缸和低压缸的分缸压力。一般，通过合理选择高、低压缸的分缸压力，可使高压缸的排汽湿度在11%～14%范围内，经过汽水分离再热器除湿、加热，使进入低压缸的蒸汽具有一定的过热度，加上汽轮机设计上采取内部除湿措施，低压缸末级排汽湿度也可降至11%～14%。压水堆核电厂饱和蒸汽汽轮机组高、低压缸的分缸压力通常为0.8～1.0MPa。因此，汽水分离再热器的进汽压力通常为0.8～1.0MPa（接近于分缸压力），其湿度在

11%～14%。

典型的汽水分离再热器采用两级加热器，第一级再热器采用高压缸一级抽汽作为加热蒸汽；第二级再热器采用新蒸汽作为加热蒸汽。通过汽水分离再热器除湿、加热后，其出口蒸汽压力在 0.7～0.9MPa，蒸汽的过热度一般为 70～90℃。

汽水分离再热器是一种大型设备，千兆瓦级机组的汽水分离再热器直径达 4～5m，长（或高）达 16～17m，重达 200t 以上。

结构形式　早期核电厂的汽水分离器与再热器是分开设置的，有的只设置汽水分离器。自 20 世纪 60 年代中期，汽水分离再热器是将汽水分离器与再热器联合布置于一个容器内的组合装置。汽水分离再热器的基本结构形式分为卧式和立式两种。美国、法国、日本等国多采用卧式结构，德、俄等国则多采用立式结构。

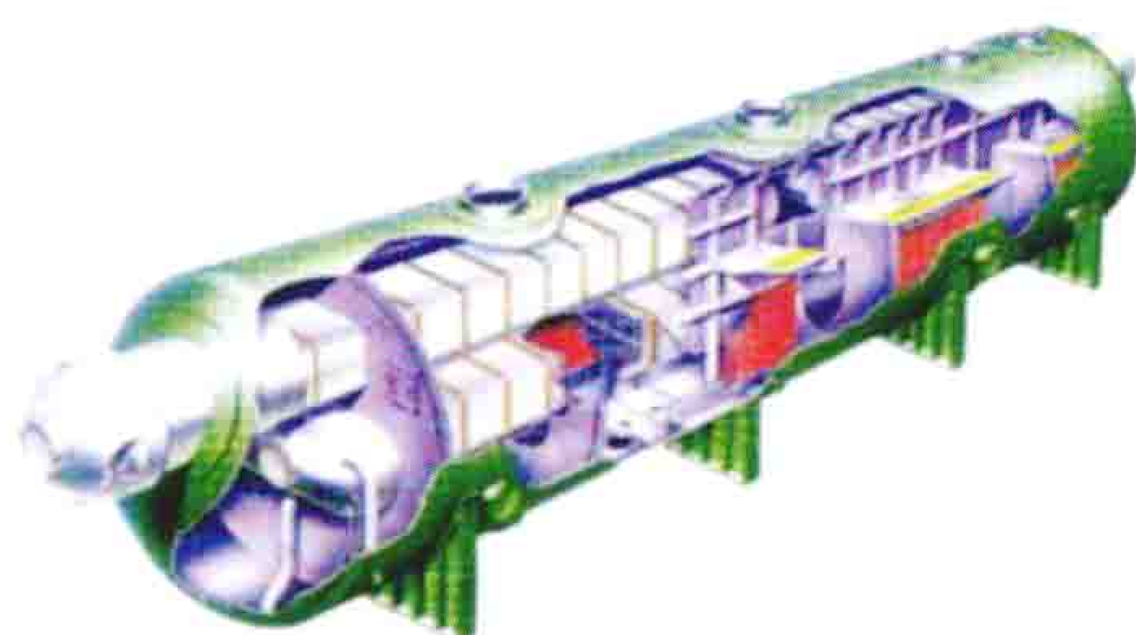


图 1　卧式汽水分离再热器外形

卧式汽水分离再热器外形及结构见图 1、图 2。来自汽轮机高压缸的排汽由汽水分离再热器中部下方进汽管进入，先经过容器内下部垂直（或倾斜）布置的汽水分离器组件除湿，降低蒸汽的湿度。然后向上依次流经第一级、第二级再热器管束外侧，被流经管内的加热蒸汽加热，成为具有一定过热度的过热蒸汽，而后汇集由顶部引出。加热蒸汽在管内流动过程中被冷却，形成汽水混合物，其凝结水汇集在专设的疏水箱内，排至加热器或凝汽器；壳侧内汽水分离器分离出的水由底部疏水管引至除氧器或凝汽器。

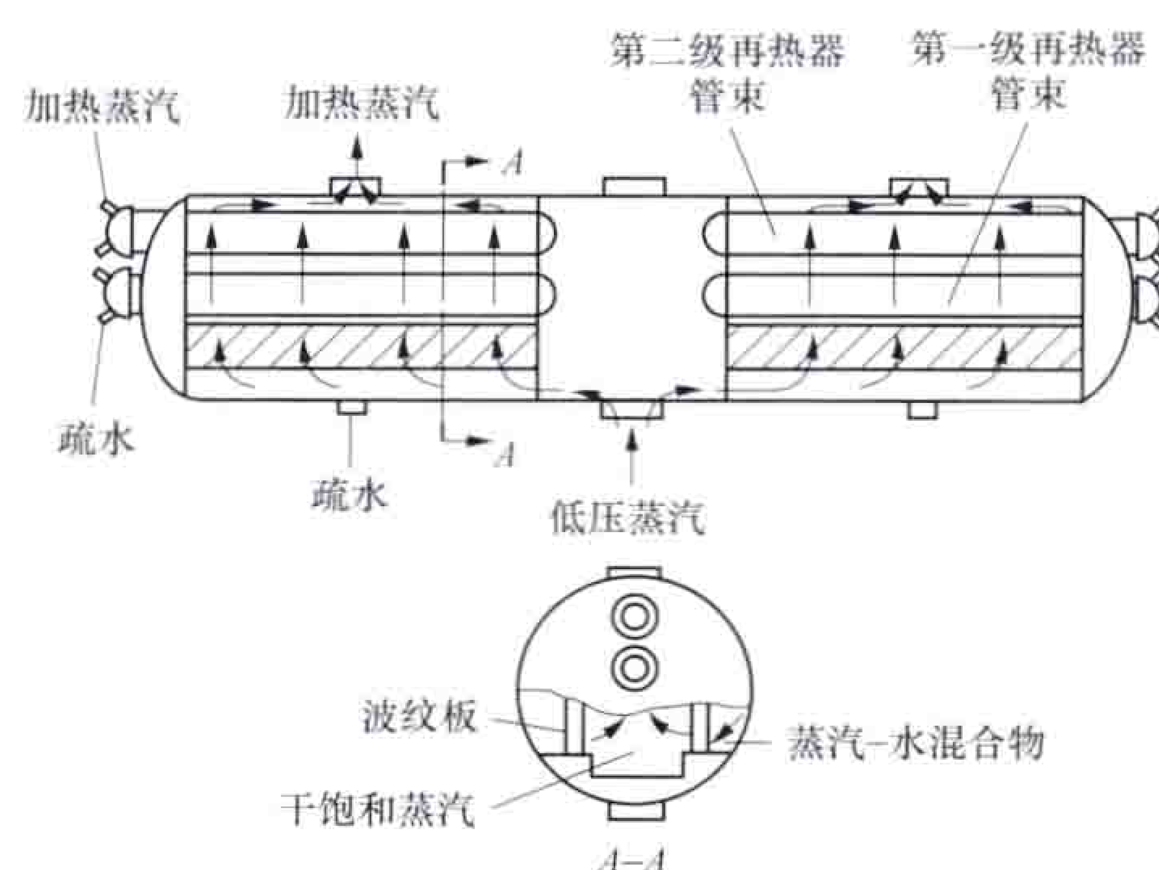


图 2　卧式汽水分离再热器结构

立式汽水分离再热器有多种布置形式，图 3 为德国 KWU 公司采用的立式汽水分离再热器结构。汽轮机高压缸排汽由下部入口管进入汽水分离再热器，流经立式多组布置的汽水分离器除湿后，进入再热器加热，形成的过热蒸汽由筒体上部出口管引出。加热蒸汽由顶部引入，凝水和壳侧分离出的水由下部接管排出。

汽水分离器结构形式一般有金属丝网式、波纹板式和旋叶式三种类型。三种分离元件的性能比较见表。对汽水分离器而言，分离效率是首要的，加上流通截面、容积和压降等性能的综合考虑，大多数核电厂采用波纹板式汽水分离器，

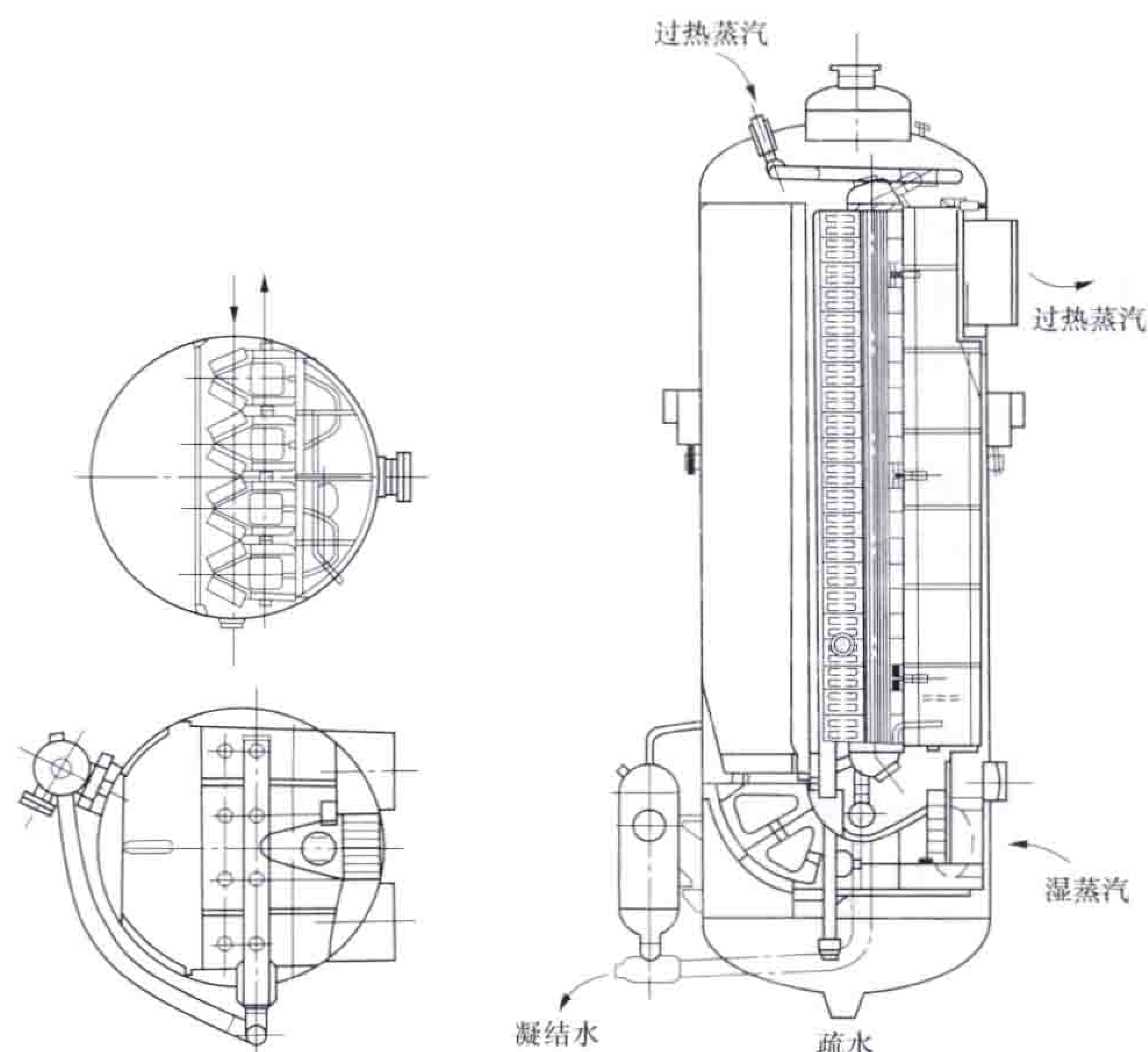


图 3　KWU 立式汽水分离再热器结构

很少采用旋叶式汽水分离器。

三种形式分离元件性能比较

元件形式	流通横截面（相对值）	容积（相对值）	相对压降	可分离水滴的最小尺寸（μm）	分离效率（%）
金属丝网	40	5	0.01	>5	约 100
波纹板	1	2	0.1	10～15	约 99
旋叶式	1	1	1	1	≤95

再热器结构形式一般为管束式，汽水分离再热器的再热器管束通常水平布置，立式汽水分离再热器也有采用垂直布置的再热器管束。典型的加热管是外侧带有 1.5mm 肋片的不锈钢管，管束错列排列。再热器有一级和二级式，大多数核电机组采用二级式再热器。

Qie'ernuobeili Hedianchang shigu

切尔诺贝利核电厂事故　（Chernobyl Nuclear Power Plant accident）　1986 年 4 月 26 日凌晨 1 时 24 分，位于苏联乌克兰基辅市东北 130km 处（现乌克兰、白俄罗斯和俄罗斯的边界附近）的切尔诺贝利核电厂 4 号反应堆发生的堆芯熔化、反应堆厂房和汽轮机厂房被摧毁，大量放射性物质外逸的严重事故。该事故被认为是核电历史上最严重的事故，也是国际核事件分级表（INES）中第一个被评为 7 级（最高级）的事故。

该事故是因该种堆型本身的设计缺陷和操纵员违章操作引发的瞬发超临界事故。其直接原因是做汽轮发电机惰走带厂用负荷试验时操作不当，但根本的原因是反应堆堆芯设计和控制保护系统设计上的弱点，以及核安全文化水平低。

切尔诺贝利核电厂由四座压力管式石墨慢化沸水反应堆（PBMK-1000）组成，1 号反应堆于 1977 年启用，2～4 号反应堆相继于 1978、1981、1983 年启用。该堆型在设计上有两个主要的安全不利因素：随着燃料燃耗加深，堆芯出现

正汽泡反应性效应和正功率反应性系数；控制棒挤水棒的正反应性效应（控制棒下端连接着石墨制成的挤水棒，当整个控制棒提到堆芯以上位置时，挤水棒下端堆芯孔道内留有125cm的水柱。当控制棒插入堆芯时，石墨棒挤掉水柱，石墨的中子吸收截面比水的中子吸收截面小得多，因而引入正反应性）。这些负面效应早在1983年同类型的立陶宛依格纳里娜核电厂的反应堆上就被发现了，有关研究设计单位也进行了研究并提出过改进措施，但没有引起管理机构的重视，因而没有采取任何措施，甚至没有把这方面的信息通告各运行单位。

1986年4月25日乘计划停堆进行检修之前的机会，做汽轮发电机惰走带厂用负荷试验。从4月25日1时开始降低功率做试验准备至26日1时23分开始进行试验长达24h的过程中，操作人员由于安全意识不强和监测显示系统落后而造成的不当操作主要是：反应堆热功率曾降到30MW，随后升高到200MW（按试验大纲规定，应当在700MW进行）；为了克服当时反应堆严重的氙中毒使功率提高，而把原来插在堆芯的控制棒大部分提出堆外（按安全要求，堆内至少应有30根手动棒，而在4月26日1时22分30秒堆芯内仅有6～8根）。

4月26日1时23分开始做汽轮发电机惰走试验时，反应堆处于正汽泡反应性效应占优势的状态，功率反应性系数为正值。1时23分40秒，值班长命令按下紧急停堆按钮，使所有控制棒和事故保护棒插入堆芯。在初始插入时挤水棒在堆芯下部功率峰值处（此堆轴向功率分布当时具有双峰）引入正反应性，与当时反应堆内的正汽泡反应性和正功率反应性效应相结合，在十几秒钟时间内导致反应堆功率剧增，燃料熔化，熔融的燃料与冷却剂剧烈反应引起蒸汽爆炸，石墨燃烧，一回路系统和反应堆厂房被破坏，大量放射性物质释入大气。爆炸飞射出的灼热碎片散落到邻近汽轮发电机厂房和其他辅助设施上，引起多处着火。

苏联有关部门组织了控制事故和消除事故后果的工作，大火于26日凌晨5时被扑灭。向毁坏的反应堆投掷堆集了碳化硼、白云石、铅、砂子、黏土等材料约5000t，用以封闭反应堆厂房和抑制核裂变产物外逸。1986年11月在4号堆废墟上建起了钢和混凝土构成的密封建筑物，把废堆埋藏在里面。对切尔诺贝利核电厂厂区和周围地区持续地进行放射性污染清理。参加消除事故后果的总人数达20万之多。1986年4月27日至8月中旬，从切尔诺贝利核电厂周围地区（约30km半径）疏散了11.6万居民。

切尔诺贝利核电厂并没有因为4号机组出问题而停止运行，只是封闭了4号机组，用200m长的水泥墙与其他机组隔开，其他三个机组继续运行。1991年在2号机组发生一场火警，乌克兰政府当局随后宣布2号机组终止运行。1996年11月，在乌克兰政府与国际原子能机构的协议下，1号机组停止运行。2000年12月乌克兰政府关闭了3号机组。至此，整个切尔诺贝利发电厂停止发电运行。

事故期间，释放出的放射性物质总量约为12×10^{18}Bq，其中包括$(6\sim7)\times10^{18}$Bq的惰性气体。事故时释出的核燃料碎粒为堆内燃料的3%～4%（堆内装载有189t铀，平均燃耗10.3MW·d/kg），燃料中储存的裂变产物中100%的惰性气体和20%～60%的挥发性放射性核素释出。对环境污染有重要意义的放射性核素释放量分别为：^{131}I，$(1.3\sim1.8)\times10^{18}$Bq；^{134}Cs，$0.05\times10^{18}$Bq；^{137}Cs，$0.09\times10^{18}$Bq。

事故初期，参与现场救灾的820名职工、消防队员和其他救援人员受到了最重的辐射，87%的人员受照剂量大于0.5Sv。所有499名出现辐射症状的人员，其中237人初诊定为急性辐射病，103人受照剂量为0.7～1Sv，41人为1～2Sv，50人为2～4Sv，22人为4～6Sv，有21人高达6～26Sv。剂量高者近半数伴有火灾和爆炸所导致的烧伤，体内污染并不很严重。最终确诊为急性辐射病者（受照剂量大于1Sv）共134人，其中有28人在事故后3个月内死于急性辐射病和严重烧伤。受照剂量6～26Sv的21人，因受照剂量大且多遭受严重烧伤，虽经骨髓移植（13例）治疗，仍有20人死亡，仅有1人幸存。受照剂量为4～6Sv的21人中，有7人因辐射损伤和烧伤死亡；受照剂量为2～4Sv的55人中仅1人死亡；受照剂量在2Sv以下者则无一死亡。事故初期另有3人分别死于爆炸、心梗、烧伤。另有4人在后续救灾过程中，因直升机意外坠毁而死亡。

在1986～1987年期间参加事故后果处理的24万人员接受的平均剂量约为100mSv。其中约10%人员受到的剂量为250mSv，少数人员受到的照射剂量大于500mSv。在禁区30km范围内，事故后20h撤离了4.9万人，以后数天至数周内陆续撤离6.7万人，11.6万人所遭受的辐射值从0.1～380mSv不等，其中约10%的人受到的剂量大于50mSv，少于5%的居民受到大于100mSv的辐照剂量，总平均受照剂量为17～31mSv。事故后对救灾人员采样测定体内辐照，平均剂量值逐年下降：1986年约为170mSv，1987年为130mSv，1988年为30mSv，1989年为15mSv。据联合国原子辐射影响科学委员会估计，除苏联以外，北半球各国居民由于切尔诺贝利核电厂事故导致的长期辐照个人剂量为：事故第一年受影响最大国家的平均个人剂量约0.8mSv；欧洲地区最高的平均70年的剂量负担为1.2mSv。据国际切尔诺贝利计划（The International chernobyl Project）估计，白俄罗斯、乌克兰和俄罗斯放射性污染最严重地区居住的居民在1986～2056年70年内受到的最高剂量负担为160mSv。经过20余年的跟踪医学调查，基本结论是除甲状腺癌以外，没有证实可归因于辐射而引发的肿瘤性疾病的增加；也没有发现因此次事故造成的婴儿出生缺陷、先天畸形、死胎、早产儿发生率的增加。

总之，从切尔诺贝利核电厂事故辐射后果看，局部地区的污染和居民受到的辐照是严重的，造成的各种物质损失和社会影响，特别是对核电工业的冲击是非常巨大的，应当从中吸取教训，绝对防止这类严重事故发生。

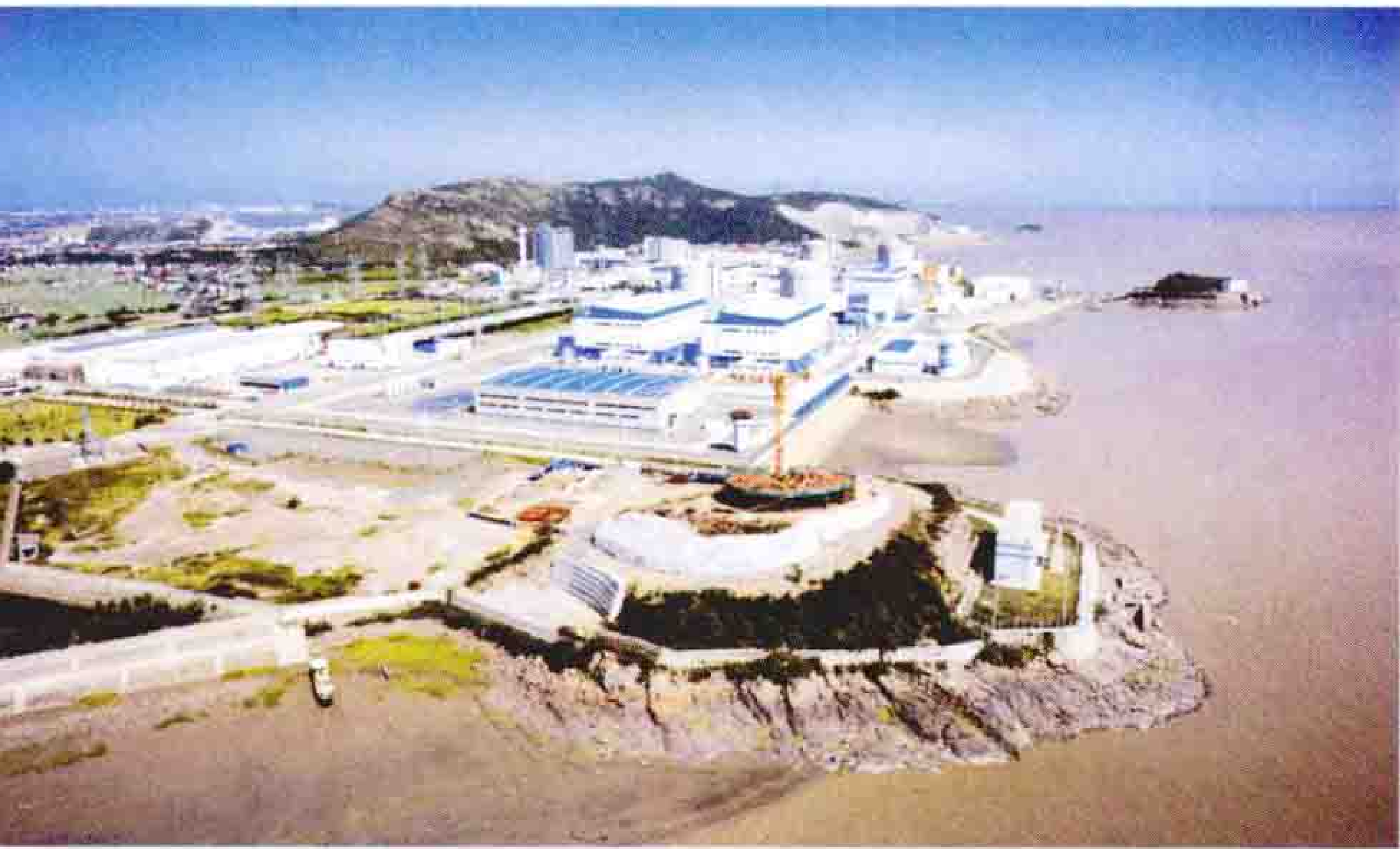
切尔诺贝利事故之后，苏联、国际原子能机构和核电开发国家都深入广泛地研究了该事故发生的原因及其后果，对运行的各种类型的核电厂进行了全面检查，并针对其薄弱环节采取了不同程度的改进措施。国际原子能机构对核电厂的安全提出了新的国际标准和实施原则，若干国家（特别是苏联）相应地修改制定了新的核安全法规标准。在新的核安全原则和规范标准中强调了提高核安全文化水平，规定了对超设计基准事故进行全面分析和预防及减轻其后果的措施要求。总之，为了杜绝再次发生切尔诺贝利这样的灾难性事故，新的核电厂应设计成具有高度的

固有安全性，其安全保障系统和设施能将万一发生的严重事故后果抑制在核电厂范围内。这些新的要求和措施，是切尔诺贝利事故的教训，也是世界核电工业得以继续发展的必要条件。

Qinshan Di'er Hedianchang

秦山第二核电厂 （Qinshan Nuclear Power Plant No. 2） 继秦山核电厂后，由中国自行设计自主建造的又一座核电厂。位于浙江省海盐县境内，与秦山核电厂和秦山第三核电厂毗邻。地处华东电网负荷中心，地理条件优越。该项目于1986年1月18日由国务院常务会议决定建造，1987年10月正式立项。1992年7月，国家计委批复了可行性研究报告，同年12月中国核工业总公司批复了初步设计。1995年12月15日，国家计委批准工程开工，并列入国家"八五"重点项目，是"九五"开工的第一个核电项目。秦山第二核电厂全景见图。





秦山第二核电厂全景（秦山第二核电厂　提供）

秦山第二核电厂1、2号机组分别于1996年6月2日、1997年4月1日开工建设，于2002年2月6日、2004年3月11日并网发电，并分别于2002年4月15日、2004年5月3日投入商业运行。

堆芯设计主要参数　工程采用世界上技术成熟、安全可靠的压水堆堆型，设计装机容量为2×600MW。秦山第二核电厂参考了大亚湾核电厂的工厂设计，引进部分设计软件，设计中的难点采取国外咨询。工程建设总工期为72个月，总投资为148亿元。堆芯设计主要参数为：

堆型：压水堆

热功率：1930MW

电功率：650MW（额定），689MW（最大）

环路数：2

电厂设计寿命：40年

堆芯燃料组件数：121

铀装量：55.6t

分区燃料富集度：3.1%/2.6%/1.9%

燃料棒外径：9.5mm

控制棒束数：33

可燃毒物根数：704

功率密度（最大/平均）：218.1/92.8kW/L

线功率（最大/平均）：378.1/160.87W/cm

燃料棒表面热流密度（最大/平均）：126.7/53.9W/cm^2

堆进口温度：292.8℃

堆出口温度：327.2℃

芯块中心最高温度：1937℃

最小烧毁比：2.16

平衡循环批平均卸料燃耗深度：33 000MW · d/t

慢化剂温度系数：－60～0pcm/℃

冷却剂工作压力：15.5MPa

热工设计流量：46 640m^3/h

工程概况　秦山第二核电厂是中国自主设计、自主建造、自主运营的首座商用核电厂，实现了中国自主建设商用核电厂的重大跨越。在核电厂主要设备制造方面，反应堆压力容器1号机组由日本三菱公司制造，2号机组即由上海锅炉厂制造；西班牙ENSA公司承担了1号机组2台和2号机组1台蒸汽发生器的制造，上海锅炉厂承担了2号机组1台蒸汽发生器的制造；西安核设备厂和上海锅炉厂分别承担了1号机组、2号机组稳压器的制造；哈尔滨汽轮机厂承担制造了汽轮机，哈尔滨电机厂承担制造了发电机。

秦山第二核电厂由中国核工业总公司、中国华东电力集团公司、浙江电力开发公司、申能股份有限公司、江苏投资公司、安徽能源投资总公司共同出资建设，作为业主，核电秦山联营有限公司承担核电厂的建造、运营和管理，实行"业主（企业法人）负责制、招议标制和工程监理制"的新型管理模式。

秦山第二核电厂为中国实现核电建设的标准化、国产化和系列化，为国民经济建设和核工业的持续发展发挥了重要作用。

Qinshan Disan Hedianchang

秦山第三核电厂 （Qinshan Nuclear Power Plant No. 3） 继秦山核电厂和秦山第二核电厂后，在浙江省海盐县秦山地区建造的又一座核电厂。秦山第三核电厂全景见图。

秦山第三核电厂1号机组于2002年11月19日首次并网发电，2002年12月31日投入商业运行；2号机组于2003年6月12日首次并网发电，2003年7月24日投入商业运行。

堆芯设计主要参数　工程由2台700MW级重水堆核电机组组成，采用加拿大成熟的CANDU-6型核电厂设计。

堆型：压力管式重水堆

热功率：2063MW

电功率：728MW（额定）

环路数：4



秦山第三核电厂全景（汪兆富　提供）

电厂设计寿命：40 年

电厂设计容量因子：85%

冷却剂流量：27 720m³/h

堆入口集管设计/工作温度：279/266℃

堆入口集管设计/工作压力：12.9/11.25MPa

堆出口集管设计/工作温度：316/310℃

堆出口集管设计/工作压力：10.69/9.89MPa

工程概况　商务合同由主合同和燃料供应、重水租赁两个配套合同组成，并于 1997 年 2 月 12 日正式生效。1 号核岛主厂房底板于 1998 年 6 月 8 日浇筑第一罐混凝土，作为该工程的承包商——加拿大原子能有限公司（AECL）负责电厂的设计、设备和材料供应、总体项目管理、NSP 的建造、调试的指挥和指导、人员培训、电厂的临时验收等。美国贝克特工程公司（Bechtel）和日本日立公司（Hitachi）负责汽轮发电机及其配套设施的设计和材料、设备供货。

国家正式批准的工程造价为 28.8 亿美元，其中外资为 26.79 亿美元（出口信贷 20.53 亿美元，国际商业贷款 6.26 亿美元）。内资为 16.66 亿人民币，一部分由投资方按股比筹措相应的资本金，其余由国家开发银行提供贷款。

该工程业主单位为秦山第三核电有限公司，于 1997 年 1 月 31 日成立。公司股东包括中国核工业总公司（1999 年 7 月后为中国核工业集团公司）、华东电力集团公司、浙江电力公司等。公司实行董事会领导下的总经理负责制，对整个工程实行进度、质量、投资三大控制和合同、信息两大管理。

Qinshan Hedianchang

秦山核电厂　（Qinshan Nuclear Power Plant）　中国第一座自主设计建造的核电厂，采用压水反应堆，电功率为 300MW。位于浙江省海盐县城东南 8km 的秦山山麓。厂址地质构造稳定，主要厂房位于基岩上。附近地区地震活动微弱，地表面或近地表面未发现可能产生大的相对位移的活动断层。厂址岸坡稳定，沿岸筑有 1818m 海堤。电厂冷却水取自海水。杭州湾主流及深槽离岸边较近，径流量大，并且潮流作用强劲，为温水和废水排放提供了良好的扩散稀释条件。秦山核电厂全景见图 1。

国务院于 1981 年 10 月正式批准建厂。经过选址和环境影响评价，国家主管部门于 1982 年 11 月批准海盐秦山厂址。1983 年 6 月破土动工，开始了施工前期准备工作。1983 年 11 月动工修筑海堤，于 1987 年 4 月竣工。1985 年 3 月 20 日浇筑核岛底板第一罐混凝土，随后开展核岛、常规岛和公用系统设施的土建施工和设备安装。1990 年 7 月上述工程基本完成，开始核电厂调试。1991 年 8 月反应堆首次装料，10 月 31 日首次达临界状态，12 月 15 日秦山核电厂首次并网发电（见图 2），从此结束了中国大陆无核电的历史，1994 年 4 月 1 日投入商业运行。



图 1　秦山核电厂全景（汪兆富　提供）



图 2　秦山核电厂首次并网成功（俞卓平　提供）

堆芯设计主要参数　电厂采用双环路压水反应堆，设计电功率额定工况为 300MW，加强工况为 330MW。堆芯设计主要参数为：

堆型：压水堆

热功率：966MW

电功率：300MW

环路数：2

电厂设计寿命：30 年

堆芯燃料组件数：121

铀装量：40.75t

分区燃料富集度：2.4%/2.672%/3.0%（首循环），3.4%（平衡换料）

燃料棒外径：10mm

控制棒束数：37

可燃毒物根数：576（首循环）

功率密度（最大/平均）：206.9/68.6kW/L

线功率（最大/平均）：407/135W/cm

燃料棒表面热流密度（最大/平均）：129.6/42.9W/cm²

堆进口温度：288.8℃（现实际 281.5℃）

堆出口温度：315.2℃（现实际 308.5℃）

堆芯中心最高温度：1881℃

最小烧毁比：2.16

平衡循环燃耗深度：30 000MW·d/t（实际批平均燃耗

≤33 000MW·d/t)

慢化剂温度系数：−57～0pcm/℃（1pcm=1×10⁻⁵）

冷却剂工作压力：15.2MPa

冷却剂总流量：24 000t/h（热工设计流量）

主要设备　反应堆压力容器由SA508-3钢制成，高为10.705m，筒体外径为3.732m，壁厚为175mm（不包括4mm厚的不锈钢堆焊层）。

堆芯高2.900m，等效直径为2.486m，装有121个燃料组件。每个燃料组件由按15×15排列的204根燃料棒组成。燃料棒包壳为锆-4合金管，外径为10mm，壁厚为0.7mm，内装直径为8.43mm、高为10mm的UO_2芯块。芯块的铀-235富集度在初装堆芯内有2.4%、2.672%和3.0%三种，平衡换料的铀-235富集度为3.4%。全堆装有37个束棒型控制组件，吸收体材料为银（80%）-铟（15%）-镉（5%）合金。控制棒驱动机构为磁力提升式。

一回路系统由两条环路组成。每条环路有1台冷却剂泵和1台蒸汽发生器。在其中一条环路上装有1台稳压器。蒸汽发生器为立式，倒U形的传热管由外径为22mm、壁厚为1.2mm的Incoloy-800合金制成。冷却剂泵为立式混流泵，每台设计流量为16 100m^3/h，扬程为75m。

汽轮机为HN310-54.5型单轴、三缸（1个高压缸、2个低压缸）、四排汽、带两台汽水分离再热器的饱和凝汽式核电汽轮机，额定电功率为310MW（冷却水温为31℃），最大连续电功率为330MW（冷却水温为18℃），转速为3000r/min。有三级高压加热器、三级低压加热器和除氧器。发电机额定功率为310MW（冷却水温为33℃），最大连续功率为330MW（冷却水温为20℃）。凝汽器冷却管为钛管，由海水冷却，循环水设计流量为62 540m^3/h。

反应堆及一回路系统包容在安全壳内。安全壳为预应力钢筋混凝土结构，高为64.1m，内径为36.0m，壁厚为1m，设计压力（表压）为0.26MPa。

安全措施　在充分的事故分析的基础上采取纵深防御原则，保证核电厂在各种事故工况下的安全性；电厂设有良好的三废处理系统，排放的放射性物质数量很少，远低于国家标准限值，对环境影响甚微。按设计计算，核电厂正常运行时厂区以外任何居民接受的最大全身个人剂量当量每年不超过3.6×10^{-3}mSv，仅为国家标准限值的0.8%，只相当于天然本底照射的0.4%左右。在事故情况下对居民的放射性影响也远低于规定限值。

电厂有3台容量各为2MW的应急柴油发电机组，在厂外电源全部失去时，供给专设安全设施等用电。

工程概况　秦山核电厂由上海核工程研究设计院承担总体设计及核岛工程和主设备设计，华东电力设计院、上海市政工程设计院和核工业第二研究设计院等5家设计单位分担常规岛及配套设施设计。

核电厂国产化设备占70%左右。上海各制造厂承担了约70%的国产设备的制造，主要有上海锅炉厂（蒸汽发生器和稳压器）、上海第一机床厂（堆内构件）、先锋电机厂（压水堆控制棒驱动机构）、上海汽轮机厂（核电汽轮机）、上海电机厂（发电机）等。宜宾核燃料元件厂提供核燃料组件，其他工厂提供了若干专用设备和仪表。

部分关键设备由国外进口：反应堆压力容器由日本根据上海核工程研究设计院的图纸加工，主冷却剂泵由德国进口，一回路主管道和反应堆堆芯测量装置由法国进口等。

秦山核电厂的施工完全由国内单位承担。除海堤由钱塘江工程管理局施工外，土建由核工业二二公司承担；核岛安装由核工业二三公司承担；常规岛安装由浙江火电建设公司承担。

秦山核电厂设计和建造荣获1997年国家级科技进步奖特等奖。

qingshuidui ranliao zujian zhizao

轻水堆燃料组件制造

（fabrication of fuel assembly for light water reactor）　按轻水堆燃料组件的设计要求进行零部件加工，并将其组装成完整的燃料元件集（组）合体的加工过程。轻水反应堆有沸水堆和压水堆两种类型。它们的燃料组件虽然在结构、尺寸和材料上有差异（见压水堆燃料组件、沸水堆核电厂），但其燃料都采用由细棒组成的棒束型结构，制造工艺也基本相同。

典型的沸水堆燃料组件含60～63根燃料棒，按8×8正方形排列。由其中8根燃料棒与上下垫板（由不锈钢制造）螺纹连接，连同沿长度均匀分配的7层定位格架固定构成骨架，支撑整组燃料棒并保持棒间距，然后将其余燃料棒插入定位格架，最后将燃料棒束装入紧密配合的Zr-2合金方形套筒，构成燃料组件。相比之下，压水堆燃料组件属无套筒型，它由176～264根燃料棒（包壳管由Zr-4合金或Zr-Nb合金制造）按14×14、15×15或17×17正方形排列，也有呈六边形排列的，如俄罗斯的VVER燃料组件。在选定位置由16～24根控制棒导向管（由不锈钢或锆合金制造）取代燃料棒，连同沿长度均匀分配的7～12层定位格架（由Inconel-718或Zr合金制造）一起与上下管座（由不锈钢制造）连接构成骨架，最后插入燃料棒组装成燃料组件（见图1）。



图1　压水堆燃料组件
（吴秀花　提供）

压水堆17×17燃料组件制造工艺一般分以下步骤：二氧化铀燃料芯块制备、燃料棒制造、可燃毒物燃料棒制造、定位格架制造、上下管座加工、燃料组件的组装和检验等。

二氧化铀燃料芯块制备　见二氧化铀。

燃料棒制造　燃料棒由锆合金包壳管、上下端塞、压紧弹簧、隔热片、低富集（3%～5%^{235}U）UO_2芯块、支撑管等组成（见图2）。燃料棒制造工艺主要包括包壳管制备、燃料芯块填装、端塞焊接和无损检测等。

包壳管制备　按照燃料棒设计长度切除包壳管两端超声探伤盲区，经清洗、烘干，压入下端塞，用氩弧焊或电子束、激光、压力电阻焊等工艺焊接下端塞。

燃料芯块填装　将焊好下端塞的包壳管称重，然后依次装入下隔热片、UO_2芯块、上隔热片、压紧弹簧。对燃料

棒称重，记录棒中 UO_2 芯块的质量，然后安装上端塞。

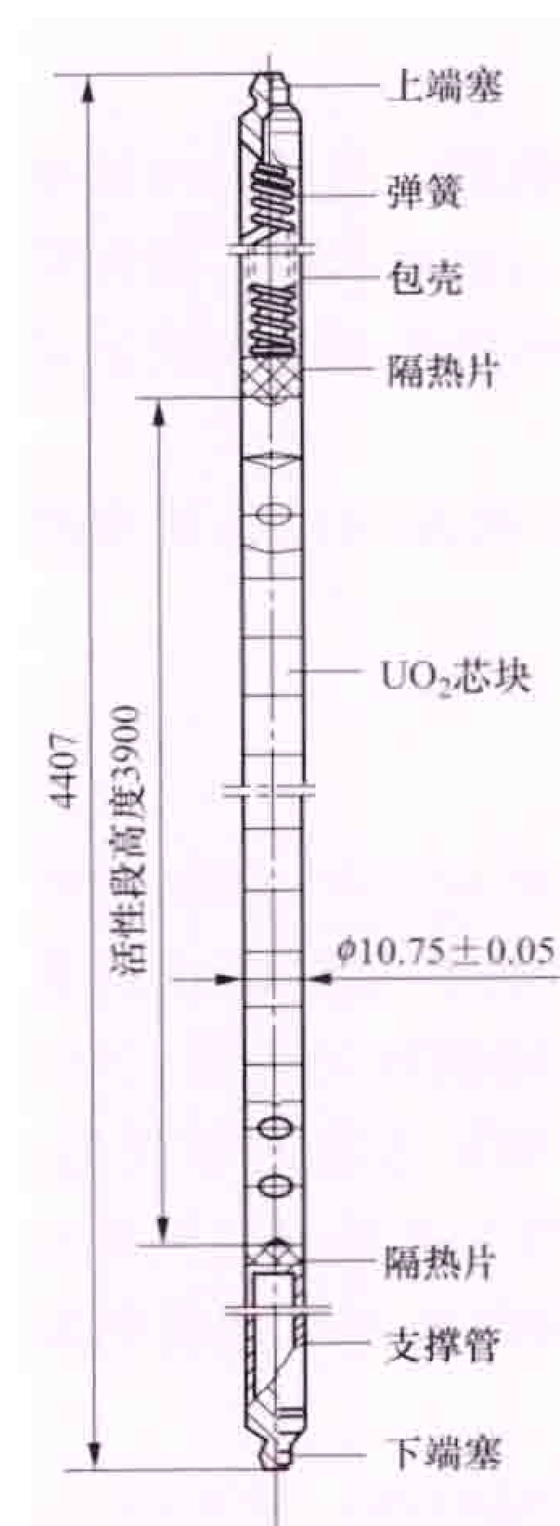


图 2　典型压水堆燃料棒结构

端塞焊接　用电子束或氩弧焊焊接环缝，为避免反应堆运行时冷却剂的压力导致包壳坍塌，要充入 2～3MPa 氦气，用钨极氦弧焊堵孔密封。

无损检测　用 X 射线检查燃料棒环缝和上端塞顶部堵孔焊点的质量，以胶片或数码成像的方式观察焊接区域的气孔、未焊透等缺陷；用氦质谱仪检漏，测试燃料棒的密封性；用无源式或中子活化检查仪扫描燃料棒中 UO_2 芯块的富集度；最后对燃料棒作尺寸、不直度、焊缝外形、表面划伤及棒上标记做目视检查。

可燃毒物燃料棒制造　近代设计的高燃耗组件能使换料周期 12 个月延长到 18～24 个月，高燃耗燃料组件的部分燃料棒中普遍使用了含钆可燃毒物来补偿堆芯因 ^{235}U 富集度提高后的后备反应性。可燃毒物燃料棒中装有 UO_2-Gd_2O_3 芯块，其中 Gd_2O_3 是一种中子吸收材料。可燃毒物芯块制备工艺与 UO_2 芯块基本相同，也有在 UO_2 芯块表面喷涂 ZrB_2 的工艺来制备可燃毒物芯块。此外，在初始堆芯中，通常还使用硼硅玻璃管或其他中子吸收材料装入不锈钢包壳中制作成可燃毒物组件，将其插入燃料组件的导向管中来平衡初始堆芯的反应性。在第一次换料时取出全部可燃毒物组件。

定位格架制造　定位格架的功能是将燃料组件内的燃料棒固定在确定的位置，在反应堆运行期间使棒间距保持不变。典型的压水堆燃料组件的定位格架呈正方形蜂窝结构（见图 3）。它由两组互相垂直的厚度约 0.3mm 的锆合金条带组成，每组条带数目相同，相互平行，呈等距离排列。两组条带通过其上一组窄槽（图 3 中数字 1 所示）相互啮合、锁紧在一起，形成 17×17 个方形孔，用以容纳并固定燃料棒。四周用厚约 0.6mm 的围板镶边，围板固定在条带的端部。在内条带“十”字交叉处、围板之间的搭接处和内条带端部的榫接处用激光或电子束焊接。在格架的方孔中为燃料棒提供了 6 个接触点，其中 2 个弹性点，4 个刚性点，俗称刚凸。弹性点由条带上冲出的三弯簧片构成（图 3 中数字 2 所示，也可能是因科镍合金 Inconel 冲压的发夹式弹簧片），刚凸由条带冲出的梯形突起构成（图 3 中 3 所示）。为使燃料组件的发热率均匀，大部分格架上方提供了一定数量、形状、尺寸及不同布置的搅混翼。理想的搅混结构可提高临界热流密度约 15%。在格架框板上下方设有一定数量的导向翼片，在装卸燃料组件时起导向作用，以防相邻组件的格架产生钩挂。

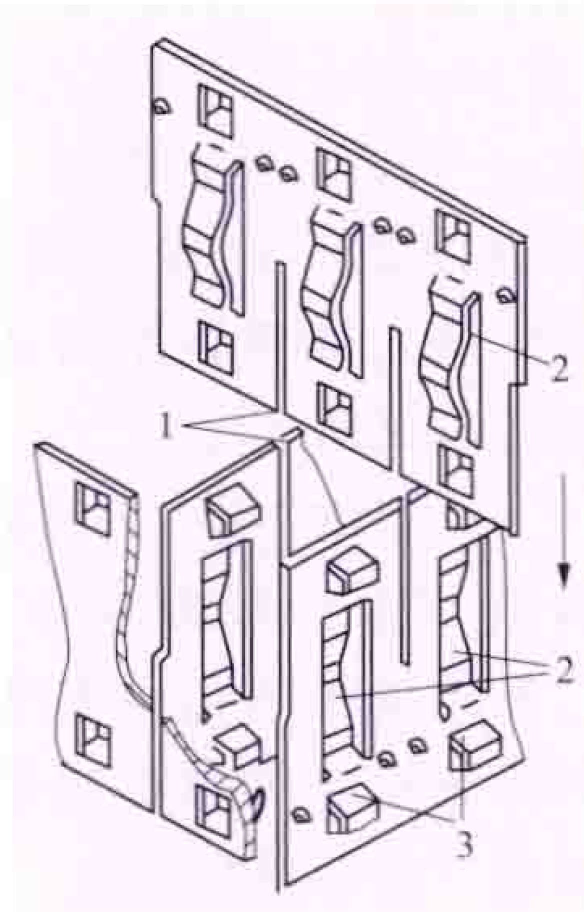


图 3　压水堆定位格架

经冲压、清洗后的条带和围板在专用胎具上进行组装，如果是因科镍格架，则在条带交接处和围板搭接处涂钎焊料，装进真空钼片炉进行钎焊。如果是锆合金格架，可用激光或电子束焊接。压水堆燃料组件的定位格架多用锆合金条带制造，其特点是热中子吸收截面小。介于前两者之间的还有双金属格架，它的条带和框围板是锆合金，燃料棒的夹持弹簧仍用镍基合金制作。成品格架需经：①栅元尺寸检查及调整；②搅混翼弯角度的检查；③搅混翼的方向和角度检查校正；④弹簧和刚凸高度测量；⑤目视复查；⑥随炉试样的拉力强度测定；⑦目视复查。

上下管座加工　上下管座是燃料组件的顶部构件和底部构件，也是燃料组件上下部的定位构件，使燃料组件在堆芯内保持准确位置，并防止在水力冲击下发生摇晃或窜动。上下管座的格板上开有一系列的流水孔和导向管定位孔，因此通过对格板流水孔总面积和孔径大小的选择可以调整流过燃料组件的冷却剂流量大小。在下管座上装一片滤网可有效防止堆芯异物对燃料棒的磨蚀，降低燃料泄漏概率。滤网可采用冲压或电化学加工。

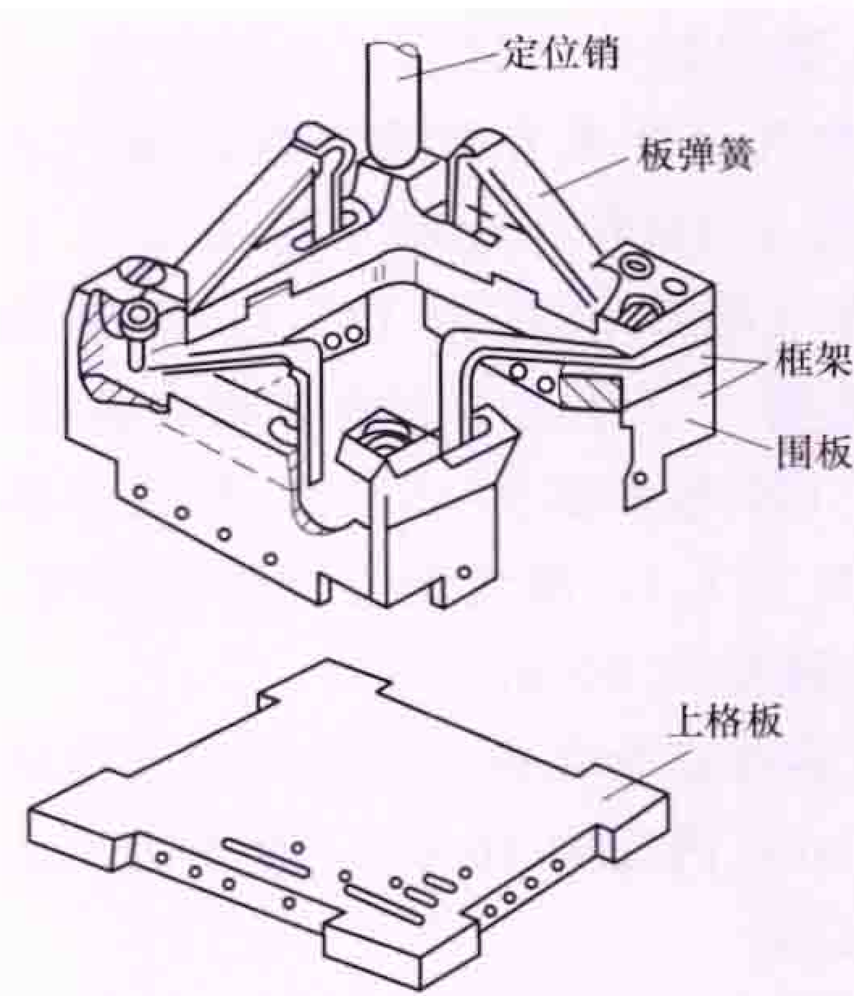


图 4　燃料组件上管座

组件的上下管座一般采用不锈钢板焊接结构。上管座的毛坯由上下两块盖板、四块围板焊接而成（见图 4）。用半自动氩弧焊机将四块围板焊成框架，并于框架两端焊上盖板，然后在铣床将上盖板中间挖空，下盖板加工成为组件的上格板。框架的上部安装由板弹簧或螺旋弹簧组成的压紧系统。下管座较简单，只在一块板（组件下格板）上用氩弧焊焊上四个支脚即为坯料，精加工出定位销孔和流水孔，加工好的上下管座还要进行喷砂处理。

燃料组件的组装和检验　分成骨架组装、燃料棒组装和组件检查三个工序。

骨架组装　压水堆燃料组件的骨架是以一组控制棒导向管为支架，中间连接 7～12 层定位格架，两端分别连接上下管座而构成。骨架组装分三步进行：①控制棒导向管与定位格架的连接。有 3 种不同方式，不锈钢导向管与镍基合金定位格架可用电阻点焊连接；锆合金导向管与镍基合金定位格架可采用胀管或定位套管连接（见图 5），定位套管用锆合金材料，解决了异种材料焊接问题，组装时每加一层格架，中间放一段定位套管，直至格架全部装完为止；锆合金导向管与锆合金格架采用点焊连接。②控

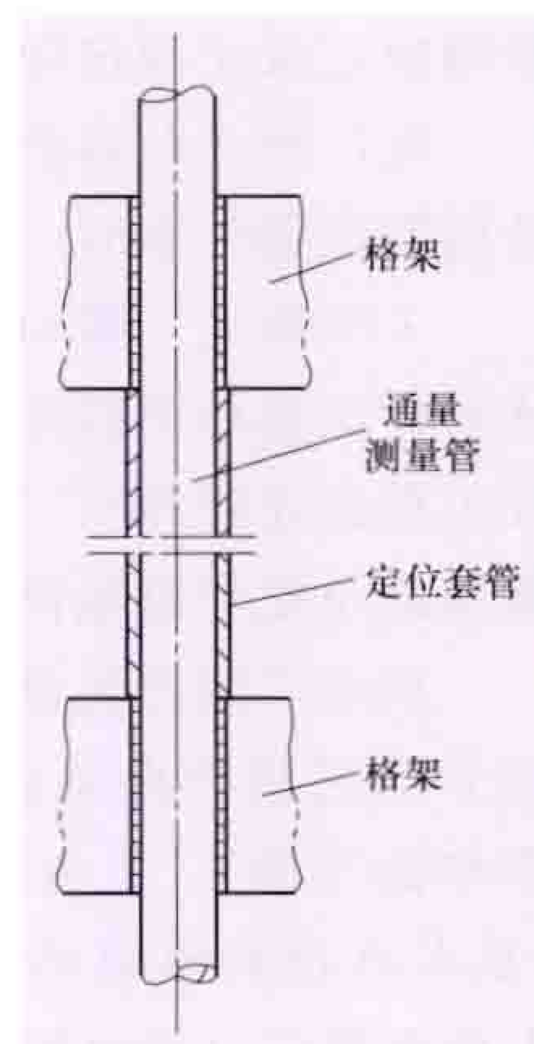


图 5　格架通过定位套管连接

制棒导向管与上管座的连接。有两种连接方式，不锈钢导向管与上管座可直接用氩弧焊连接；锆合金导向管则用过渡不锈钢套管胀接，再用螺纹套管连接（见图6）。③控制棒导向管与下管座的连接。可用螺栓直接连接，通常采用可拆螺母连接结构，适用于需要局部更换燃料棒时拆除下管座。

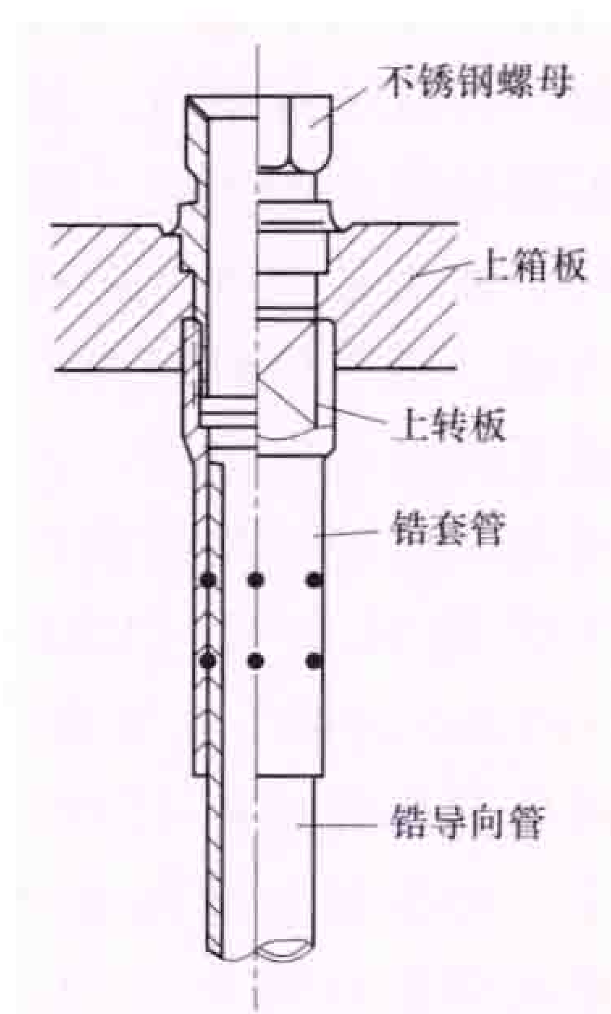


图6 导向管与上管座的螺纹连接

燃料棒组装 一般采用拉棒方式组装燃料棒，棒表面可不涂膜，划伤深度应小于10μm，一根棒的拉力大约500N，用装棒机每次可拉棒10多根燃料棒。

组件检查 利用综合组件检查仪进行检查，检查项目有：①每个格架的外形尺寸；②组件扭曲度；③组件长度；④组件弯曲度；⑤组件自由站立时垂直度等；⑥利用激光、电感探头或过规检查组件的每两个格架之间的燃料棒间距。

对组件综合检查后还要做的清洗和检查项目有：①用加普通洗涤剂水洗；②热水漂洗；③热空气干燥；④目视检查；⑤控制棒组件插入导向管的摩擦力测试；⑥称重后入库。

quanchang duandian (SBO) chaiyou fadian jizu

全厂断电（SBO）柴油发电机组 [station blackout (SBO) diesel generator set] 用于全厂失去厂外电源，主发电机和柴油发电机组不可用的全厂断电事故工况下，按纵深防御原则设置的非安全级应急电源。在此工况下，要求全厂断电柴油发电机组能够手动起动，向部分专设安全设备、主控室照明和通风，以及必要的仪控设备进行供电，以便对核电厂的事故状态如余热排除等进行监测和控制。

柴油发电机组由柴油机和它的辅助系统，发电机、发电机励磁和保护系统，以及机组的控制、测量和报警系统组成。一般在采用能动安全系统核电厂中（EPR先进压水堆核电厂）设置1台SBO柴油发电机组，在采用非能动安全系统核电厂（AP1000先进压水堆核电厂）设置2台低压SBO柴油发电机组，由主控制室人员根据低压母线上的电压具体情况手动起动和手动加负荷。柴油机储存的燃料在设计负荷下允许连续运行24h（EPR核电厂）和4天（AP1000核电厂）。

quedinglun anquan fenxi

确定论安全分析 (deterministic safety assessment) 从系统及部件失效和损坏，或人员失误的角度，假定事故确定发生，按照分析问题的要求，选用保守模型或现实模型及一系列规则和假设，分析计算整个核电厂系统的响应，直至得出该事故的放射性后果。确定论分析可以采用保守模型或现实模型。

保守模型 又称评价模型。在分析中采用的初始条件及各项参数，均须从不利方面加上不确定性，要选用保守的各种关系式及标准。此外，还必须考虑四项基本假设：①考虑失去厂外电源的不利影响；②作用最大的一束控制棒卡在全抽出的位置；③不计及安全级以外的系统所起的缓解事故的作用；④在安全级部件中假设一项单一故障。保守模型一般用于核电厂安全审批过程，在该模型中考虑了最不利的情况，得出的是事故后果的极限值，给核电厂留有相当大的安全裕度。其缺点是分析所得的事故过程，有时与真实情况相差较远，使工作人员不能了解过程的实际变化。

现实模型 又称最佳估算模型。在分析中采用核电厂的运行参数或参数的平均值，尽量选用接近真实情况的关系式及标准，不考虑上述四项假设。因而所得结果能接近真实情况。现实模型经常用于核电厂操作规程的制定和核电厂严重事故分析。作为一种发展趋势，越来越多的核电厂在其安全审批过程采用了现实模型分析，在其结果上加上不确定分析的结果，使最终的分析结果具有95%的包络性及95%的置信度，其中有些申请已获得相关国家核安全监管机构的认可。

核电厂设计一般是按确定论分析的方法和准则进行的，以保证核电厂在所有运行工况和各种事故工况下，都能保证工作人员、公众和环境免遭过度的放射性风险。确定论方法的核心是纵深防御原则，设计中设置有效的多道屏障，防止放射性物质释放到环境中，并保护屏障本身，把确定论分析得到的放射性后果与特定的接受准则相比较，从而评价核电厂安全性。尽管概率安全评价技术已有很大进步，并得到越来越多的推广和应用，但在相当长的一段时间内确定论分析方法仍将发挥主导作用。



ranhao

燃耗 (burnup) 反应堆运行期间，由于燃料中可裂变核素与中子的裂变、俘获，以及核反应产物的衰变，堆芯燃料中各种核素的核子数密度不断发生变化的过程。例如，中子裂变反应造成易裂变同位素（见核素）（如^{235}U）的核子数密度减少，而中子俘获核反应会减少可转换核（如^{238}U）的核子数密度，同时，其衰变产物（如^{239}Pu）的核子数密度逐渐积累。此外，裂变将产生大量各种裂变产物，其中大部分是放射性的核素。用于控制反应性和局部功率的可燃毒物核子数密度也在变化。这些核子数密度的变化会影响堆芯的有效增殖因数、中子注量率和功率分布，从而对反应堆运行的循环长度及稳定性，控制调节和核安全均有重要影响。

燃耗计算 燃耗过程中堆芯内燃料中各种核素核子数密度随时间变化的计算。它是堆芯物理设计和堆芯燃料管理的重要环节。在确定堆芯首炉燃料装载量和后续燃料循环堆芯的换料方案，保证反应性的控制管理和核安全的要求（如保证堆芯功率分布变化不致引起堆芯热工参数超过限值，燃料燃耗深度不超过限值），以及为降低核电成本进行换料方案优化时，均需进行燃耗计算。在运行过程中，核燃料的各种重同位素、裂变产物和可燃毒物如硼、钆的核子数密度随时间和空间的变化取决于中子注量率分布和能谱平均有效核截面。由于堆芯成分缓慢变化（其时间尺度以月和日计），因此，在堆芯平均燃耗具有一系列合适的离散数值下，上述计算虽然要求解重同位素、裂变产物和可燃毒物核子数密度变化率随时间依赖的方程，但是，堆芯内中子注量率分布可以由静态临界计算求得。燃料中各种同位素核子数密度只是燃耗辐照的函数，因而可以在保证计算精度条件下，把中子能谱平均核截面、燃料中各种同位素核子数密度随燃耗深度变化的计算和堆芯内中子注量率、功率分布计算分离进行。在轻水堆的燃料管理中，通常分解成三个步骤进行：①燃料栅元少群截面计算，包括不同燃耗下核子数密度的燃耗方程求解计算；②组件群截面计算；③反应堆全堆计算。（见反应堆物理计算）

燃耗深度 对于动力反应堆通常以装入堆内的单位质量核燃料所释放的能量来度量燃料燃耗 B_u 的程度，也称为比燃耗。$B_u = P \cdot t / W_u$（MW·d/t），式中 W_u 为核燃料（铀）的质量，t（吨或千克）；P 为反应堆的热功率，MW；t 以此热功率运行的时间（d）。新燃料组件装入堆芯开始，经过若干个循环最后卸出堆芯时所达到的燃耗深度称为卸料燃耗深度，用 B_d 表示。所以燃耗是燃料贫化的一种度量，它表示了反应堆积分能量的输出。除了采用比燃耗的单位MW·d/t外，还可采用有效满功率小时（EFPH）、燃耗份额、百分比等单位。用 MW·d/t 描述燃耗，可以比较两个不同核电厂的燃耗。同时装入堆芯的同样富集度的新燃料组件，称为某“批”燃料组件，其所达到的平均卸料燃耗深度为该“批”燃料组件的平均卸料燃耗。为了在确保安全的前提下降低核电成本，各国均在不断地改进燃料组件的性能，增加其燃耗深度限值以提高核电的经济性。以美国西屋公司先进燃料组件 PERFORMA-NCE＋为例，西屋公司对AP1000 的第Ⅰ、Ⅱ类运行状态的分析表明，对于可能出现的局部燃耗达到 75 000MW·d/t 之前，燃料都不会发生熔化。经美国核管制委员会（NRC）认证的这两种工况下的燃耗深度分别为 60 000MW·d/t 和 62 000MW·d/t。NRC批准的燃料棒最大平均燃耗为 60 000MW·d/t。而中国三门核电厂 AP1000 机组的设计燃耗为 50 000MW·d/t。

卸料燃耗 从压水堆内卸出的燃料所达到的燃耗。卸料燃耗主要受两方面影响：①反应堆的初始剩余反应性；②燃料元件在各种工况下的稳定性。平均卸料燃耗直接与核电厂的经济性有关，是重要的设计指标之一。提高平均卸料燃耗可有多种措施：如堆芯分区装料，采用硼酸溶液来控制反应性和功率展平；采用稳定性良好的 UO_2 燃料元件；选取适当的燃料芯块密度，以利于裂变气体的释放和防止密实化效应；选用 Zr-4 合金做燃料元件包壳等。

ranliao baoqiao wanzhengxing jiandu

燃料包壳完整性监督 (monitoring integrity of fuel cladding) 核电厂运行期间通过监测反应堆冷却剂中裂变产物的碘核素的放射性比活度和比例及惰性气体总比活度，可以判明堆芯内燃料包壳有否破损，并估计破损的程度，又称燃料破损监督。燃料包壳是核电厂防止放射性物质外逸的三道实体屏障（燃料包壳、反应堆冷却剂系统承压边界和安全壳）的第一道屏障。燃料包壳完整性监督方法有反应堆冷却剂取样分析和在线测量反应堆冷却剂辐射水平两种。

反应堆冷却剂取样分析 定期从反应堆冷却剂取样送到放化实验室进行分析。γ能谱分析采用的探测器有多种，应用较广的有高纯锗探测器和碘化钠探测器，分析的核素有^{131}I、^{132}I、^{133}I、^{134}I、^{135}I，^{133}Xe、$^{133}_{m}Xe$、^{135}Xe、^{138}Xe 以及$^{85}_{m}Kr$、^{87}Kr、^{88}Kr 等。测量^{131}I 当量放射性比活度值 $A_e(I)$ 与惰性气体总放射性比活度值 $A(G)$，取样分析是最可靠和最精确的方法。一旦发现上述比活度有异常增加时，需再取样分析作为复核，并且增加测量次数。这种测量方法虽较为繁琐，且不能连续监测，但确是不可少的。

在线测量反应堆冷却剂辐射水平 核电厂一般采用γ辐射探测器来测量反应堆冷却剂总γ的方法来连续监测和记录反应堆冷却剂辐射水平的变化，该辐射水平若超过了预定值，立即取样供实验室分析，以查明变化的原因并决定采取必要的行动。为了避免反应堆冷却剂中^{16}N（半衰期为7.13s）影响裂变核素的测量灵敏度，反应堆冷却剂必须经过 2～3min 的延时后才进行测量。对于压水堆，一般可将探测器安装在接近化学和容积控制系统下泄管线处，并对探测器加以屏蔽，以降低环境辐射本底的影响。

限值与运行对策　反应堆冷却剂中的裂变核素放射性比活度数值与燃料包壳破损率之间并非有一个简单的对应关系，受包壳破损的类型、燃料燃耗深度、功率瞬态，以及反应堆冷却剂净化流率等诸多因素的影响。从厂内辐射防护的角度来说，大亚湾核电厂辐射屏蔽设计的放射性源项以燃料包壳当量破损率1%为依据，反应堆冷却剂中对应的裂变核素最大总放射性比活度为10.3TBq/t（其中惰性气体总放射性比活度为9.25TBq/t）。运行技术规格书确定反应堆冷却剂裂变核素限值的依据要比上述源项限值严格得多，它是取决于液态和气态放射性核素总释放量的年限值。大亚湾核电厂确定废物量的“设计值”所假设的反应堆冷却剂中^{131}I当量放射性比活度：前1/4燃料循环为0GBq/t，中间1/2燃料循环为4.44GBq/t，后1/4燃料循环为37GBq/t。在^{131}I当量值为37GBq/t时，反应堆冷却剂中裂变核素总放射性比活度为1.11TBq/t（其中惰性气体总放射性比活度为0.90TBq/t），相当于堆芯燃料包壳当量破损率达0.10%左右。在此假设的反应堆冷却剂放射性比活度水平下，大亚湾核电厂的液态和气态放射性核素总释放量均在允许的年限值以内。

燃料可靠性指标　世界核电运营者协会（WANO）十一项运行性能指标之一，是对反应堆冷却剂因燃料缺陷而活性增大提供的一种通用的量度（见核电厂运行性能指标）。对压水堆和重水堆而言，该指标值只涉及反应堆冷却剂中^{131}I的放射性活度。在使用该项指标时要注意它与计及所有碘核素的当量放射性活度的差别。对于压水堆，燃料可靠性指标可按下式计算

$$FRI_p=[(A_{131})_N-K(A_{134})_N]\times\left(\frac{L_n}{LHGR}\times\frac{100}{P_o}\right)^{1.5}$$

式中FRI_p是燃料可靠性指标，Bq/g；$(A_{131})_N$是在反应堆冷却剂中平均^{131}I放射性活度，归一化到共同的净化率，Bq/g；K是溅附铀本底修正系数，该值为0.0318；$(A_{134})_N$是反应堆冷却剂中平均^{134}I放射性比活度，归一化到共同的净化率，Bq/g；L_n是线功率密度，用作归一化的基础，18.0kW/m；LHGR是机组在100%功率时的平均线功率密度，kW/m；P_o是在测量活度时的平均堆功率，%。

式中溅附铀本底修正项的原理为：Zr-4材料铀杂质或反应堆运行历史中已发生燃料破损，使微量铀附着于反应堆结构和反应堆冷却剂系统内表面，这些存在于燃料包壳外面的铀称为溅附铀。由于^{134}I半衰期较短（1.26h），因此可以认为测量归一值$(A_{134})_N$全部来自燃料包壳外部的溅附铀裂变所产生的^{134}I。$K(A_{134})_N$则是按对应比例推算的溅附铀在反应堆冷却剂中造成的本底^{131}I放射性比活度。如果对于一台机组计算的指标值小于3.7×10^{-2}Bq/g，则用值3.7×10^{-2}Bq/g代替。WANO给出存在燃料缺陷的燃料可靠性指标参考值为19Bq/g，此时在压水堆堆芯含有一处或一处以上燃料破损，该值大致对应于反应堆内燃料包壳当量破损率为10^{-6}。对于沸水堆，燃料可靠性指标为稳态下蒸汽出口的六种惰性裂变气体的放射性活度通过归一化的修正值。

ranliao zujian fuzhaoxingneng

燃料组件辐照性能　（irradiation performance of fuel assembly）　在反应堆运行工况下，构成燃料组件的燃料棒、定位格架等部件抵抗微观组织和宏观性状变化的能力。燃料组件在动力堆内使用时要经受2200～2600K高温及10^3～10^4K/cm温度梯度的作用、大量中子［中子注量率约为10^{13}n/(cm^2·s)］的照射和高速（约5m/s）冷却剂的冲刷，同时燃料内部也会产生大量的气态和固态裂变产物，并伴随众多缺陷的形成以及燃料内组分的扩散迁移，燃料组件将发生诸如外形尺寸变化、包壳水侧腐蚀和磨蚀、燃料棒内压增加和内壁腐蚀、定位格架弹性松弛，以及燃料重结构和成分重布等现象。燃料组件辐照性能直接影响燃料组件在运行中的物理和热工水力特性，在瞬时功率剧增和冷却剂丧失条件下，可能酿成燃料熔化、包壳破损和定位格架失效等严重事故。燃料组件的辐照性能是影响反应堆负荷因子和延长卸料燃耗的重要因素。

燃料组件辐照性能与其选用的材料及结构形式有关，随反应堆堆型而异。在反应堆发展初期，研究堆和生产堆都采用柱状的铝包壳金属铀燃料元件。这类元件在中子辐照下发生严重的长大和肿胀，其燃耗很低。后来试图通过β相淬火或采用γ相合金提高其尺寸稳定性，终究未能得到根本性的改善。20世纪60年代，开发了以二氧化铀为主的陶瓷燃料、锆基合金的包壳材料及镍基合金的定位格架。由于它们有较好的辐照稳定性和较高的熔点，使这类燃料组件的卸料燃耗得以从14 200MW·d/t大幅度地提高到33 000MW·d/t。21世纪初期，典型的压水堆燃料组件平均燃耗可达50 000MW·d/t。绝大多数动力堆（包括PWR、BWR和PHWR）均采用这类燃料组件。转换堆和快中子增殖堆则用(U，Pu)O_2燃料和不锈钢包壳构成六方形燃料组件，可在更高温度下运行并达到更高燃耗。

压水堆燃料组件主要由燃料芯块、包壳、定位格架和上下管座组成，辐照性能主要体现在前三种部件辐照后自身及相互作用的性能变化上。

二氧化铀芯块的辐照性能　主要表现在辐照密实、辐照肿胀、裂变气体释放、重结构效应、开裂、芯块周缘组织等问题上。

（1）辐照密实。在中子作用下发生裂变，二氧化铀燃料芯块中产生气态和固态裂变产物，同时中子和裂变碎片与原始气孔发生相互作用，形成缺陷（空位等），空位在热激活作用下向晶界扩散，使气孔消失，导致燃料基体的体积缩小而密度增加，此现象称为辐照密实，一般发生在10 000MW·d/t燃耗以下。试验表明，辐照密实常发生在低密度（90%～92%理论密度）、原始小气孔（<2μm）体积份额大和晶粒度较小（3～4μm）的二氧化铀芯块。对应的稳定燃料特征为初始密度大于95%理论密度，小于2.5μm的气孔体积要少，平均晶粒度要大于8μm。燃料密实的后果是造成在高裂变位置元件包壳的塌陷；遇到燃料柱下沉时，芯块柱出现不连续，由包壳塌陷形成包壳压扁；降低间隙导热，使燃料温度上升。这种事故在20世纪70年代初几个压水堆核电厂屡屡发生。以后采用高密度芯块，棒内充1～2MPa氦气，避免了事故发生。

（2）辐照肿胀。气态和固态裂变产物在晶格内的积聚是二氧化铀芯块发生辐照肿胀的根源。气态裂变产物（Kr、Xe）在二氧化铀晶格内的溶解度小，在缺陷处（位错、晶界）形成气泡，由此引起燃料肿胀。这部分肿胀与燃料温度和燃耗有关。固态裂变产物随燃耗提高而不断增加，每种裂变

产物原子所占据的体积（即肿胀）可根据其浓度和结晶学数据及其化学状态计算出来。大约每1%（原子）燃耗，体积肿胀0.3%左右。燃料的辐照肿胀可由内部气孔来调节，为此在制造时保存一定比例的大气孔以容纳燃料在高燃耗下的肿胀。

（3）裂变气体释放。在高燃耗下，二氧化铀芯块中大量的气态裂变产物由晶界捕获，在高温下通过晶界释放出来。被释放的裂变气体进入燃料棒间隙和空腔，使棒内压力升高；部分侵蚀性裂变气体如Cs、Te等对包壳产生应力腐蚀。裂变气体释放量与温度有关，典型的计算模型是燃料温度大于1973K时释放量为70%～95%，在1973～1673K时为40%～10%，在1673～1473K时小于10%；低于1473K时为2%。

由于裂变气体Kr、Xe的热导率比氦气低得多，因此Kr、Xe进入燃料芯块与包壳间隙会大大降低间隙导热，使传热恶化、燃料温度提高，这又会引起裂变气体更多的释放。此现象称为热反馈效应。

（4）重结构效应。在动力堆使用条件下，二氧化铀芯块的中心温度很高，为2200～2400K，外缘温度约600K，径向温度梯度陡峭。在芯块的横截面上，介于1973K到中心温度的区域，燃料的蒸汽压力很高。在制造态二氧化铀芯块内存在原始气孔，由于气孔高温端的燃料蒸发，并到低温端凝结，造成物质从高温区向低温区的迁移，气孔向中心移动，在更高温度工作的快中子堆燃料中央形成空洞。在气孔移动的路径上产生柱状晶，该区叫做柱状晶区，其次与1673～1973K相对应的环状区是晶粒呈等速度长大的等轴晶区；低于1673K的环状区为原始晶区（见图1）。这种由辐照引起的二氧化铀微观结构的变化称为重结构效应。它可以导致气孔和裂变产物的重新分布，也是芯块密实、裂变气体释放和肿胀的主要诱发因素。

（5）开裂。由图1可见，在芯块的横断面上出现开裂，这是由陡峭的温度梯度作用在导热性差的二氧化铀芯块上产生很大的热应力所致。在辐照初期径向产生裂纹使外径增大。当中心区发生重结构后，裂纹开始消失；随着燃耗继续加深，由于燃料及包壳的肿胀和热膨胀，芯块与包壳相接触，发生机械相互作用。这时，接触应力引起燃料芯块内产生新的裂纹，同时使包壳管外径增大，它是造成燃料棒破损的一个重要因素。

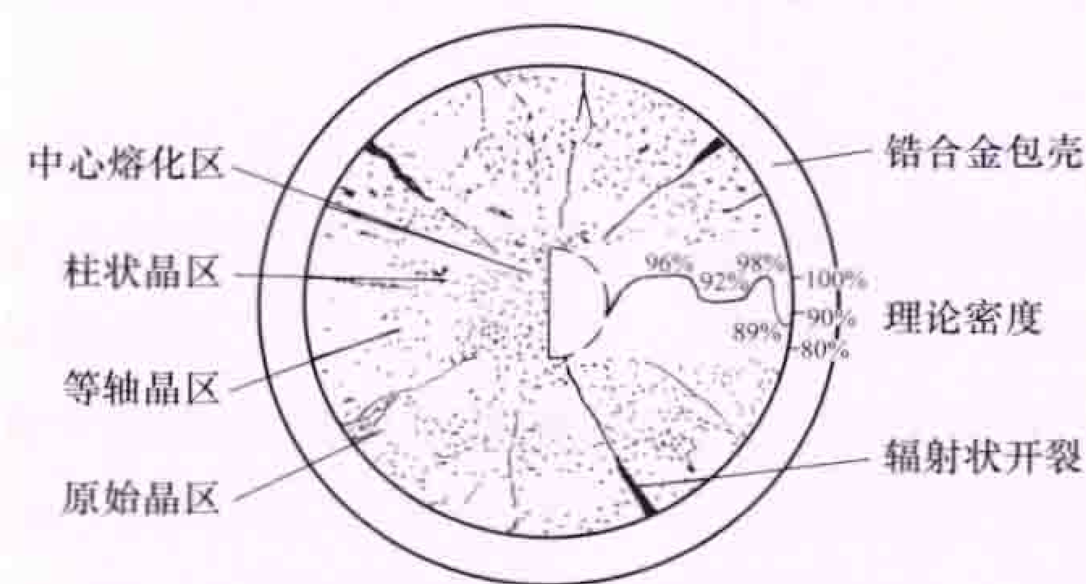


图1 二氧化铀芯块辐照后的结构
[最大线功率5.4×10⁴W/m，燃耗8.45%（原子）]

（6）芯块周缘组织。高燃耗条件下芯块柱表面形成局部高燃耗区，即周缘区，该区内出现晶粒细化，晶粒尺寸由原来7～8μm减小至0.3μm，并出现1μm细孔，气孔不连通。周缘组织内裂变气体不释放。

辐照对二氧化铀的物理、力学性质有明显影响。试验表明：辐照会降低二氧化铀的熔点，下降速率为每增加10^4MW·d/t燃耗，熔点下降32K。在大于10^{19}n/cm²（$E>$1MeV）的中子注量时，二氧化铀的热导率随中子注量的增加而降低。在辐照和热梯度作用下，二氧化铀发生密度再分布，而在1073K时便开始蠕变，增加塑性。

锆合金包壳的辐照性能　热中子动力堆燃料棒的包壳均由锆合金制成（见燃料组件结构材料）。锆合金包壳在运行中的主要问题表现为辐照生长、水侧腐蚀、结垢和氢脆等。

（1）辐照生长。锆属六方晶系，呈各向异性。轧制的锆合金包壳的晶粒有择优取向，其基极近似垂直于管轴线。辐照产生的空位在基平面上聚集，而间隙原子优先在柱面聚集，因此沿柱面方向生长，沿基极方向收缩，导致包壳管轴向伸长，径向缩短。这种现象称为辐照生长。随燃耗的加深，包壳管逐步积累伸长量。若燃料棒与管座间的间距裕量不足，就会将燃料棒顶弯，这种现象要避免发生。

（2）水侧腐蚀。锆合金包壳的外侧与冷却剂水接触会产生氧化与腐蚀。该接触反应生成氧化膜，致密氧化膜对锆基体有保护作用。发生加速腐蚀往往与温度、水质条件如杂质含量、pH值、氧含量等有关。温度越高，腐蚀速率越大，发生从致密氧化膜（呈黑色）向疏松氧化膜转折的时间也越早。氧含量高，均匀腐蚀速率与非均匀腐蚀速率加快，还会形成疖状腐蚀，它是直径为0.2～1mm、深度为100～200μm的圆形斑点。冷却剂中氧含量、定位格架扰动以及锆合金冶金加工条件都对疖状腐蚀有影响。疖状腐蚀经常出现在沸水堆燃料组件上，偶尔也在压水堆中发现。

（3）结垢。冷却剂中的不锈钢腐蚀产物，大部分以离子形式的胶状物存在，在燃料棒包壳表面沉积。沉积物有两种状态：①呈疏松、多孔状，可通过水和水蒸气，对传热无恶化影响；②呈密实、闭孔型水垢。热流通过时孔隙中充满蒸汽，增加了热阻，引起包壳较大温升，加速包壳水侧腐蚀。

（4）氢脆。锆合金与冷却水反应生成氢，其中一部分被锆合金所吸收。由于在573K下氢的固溶度很低，约70×10^{-6}，过多的氢就以小片状氢化物（$ZrH_{1.5}$）形式析出。由于氢化物在常温下是脆性相，为裂纹的起始点，若垂直分布于受力方向，会造成包壳管的氢脆破坏。燃料组件设计准则规定，锆合金在冷却剂中的吸氢量不得大于250～500μg/g。控制包壳的运行温度是降低吸氢量的重要因素。

芯块-包壳相互作用　二氧化铀芯块在堆内非线性温度场作用下呈砂漏状变形（见图2）；在高燃耗下，芯块与包壳间的间隙闭合；芯块端部边缘与包壳发生机械接触，产生机械相互作用。在一定的接触压力下，包壳贴紧芯块出现局部变形，称为环脊，其高度一般为10～20μm。燃料棒外形呈竹节状变形。环脊使局部应力集中，可导致包壳拉伸破损。同时为补偿芯块两端面的凸起，在燃料设计中采用碟形端面结构。

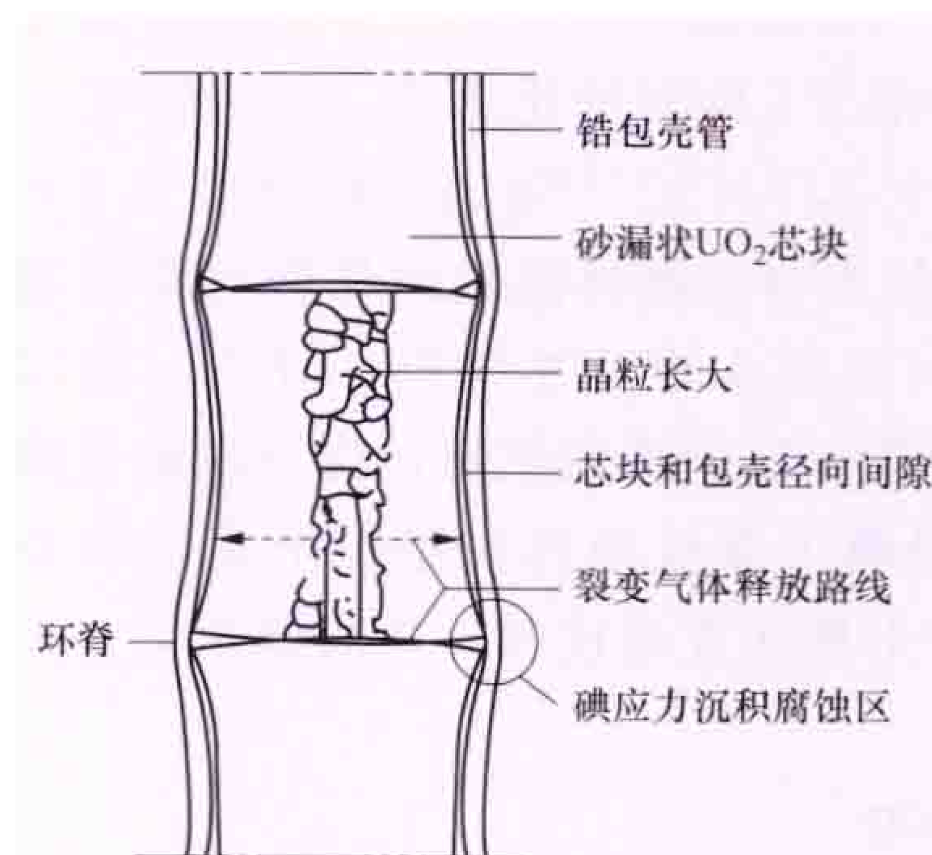


图2 燃料棒中芯块与包壳相互作用

同时，侵蚀性裂变产物如碘、铯和碲在芯块中向冷端迁移，释放到端部边缘的间隙及锆合金环脊内侧产生应力腐蚀，甚至开裂。这种现象称为应力腐蚀开裂。当反应堆出现功率剧增时，芯块温度增高，热膨胀量增加。当锆包壳应力超过应力腐蚀破坏阈值时，包壳就会出现破裂。为避免芯块与包壳的相互作用，曾研究过多种措施，如锆包壳内壁涂石墨层阻挡侵蚀性气体向包壳扩散，试制蠕变速率大的大晶粒芯块等。

定位格架弹簧片的辐照性能　弹簧片的作用是保持燃料棒在组件中产生轴向和径向的位移，并防止燃料棒在使用中发生震动。快中子辐照加速弹簧片的蠕变，使弹性变形逐渐转变为塑性变形，应力松弛，直至弹簧失效。一般在运行一个循环时间后，弹簧松弛 60%～70%。在弹簧松弛后，燃料棒在水流冲刷下发生震动，使格架对燃料棒表面产生微动磨蚀和磨损，包壳管厚度局部减薄，特别在燃料组件冷却剂入口第一格架处，冷却剂扰动大，磨蚀更为严重。

燃料组件辐照试验　燃料组件辐照性能研究的目的是试图找出上述辐照性能变化的允许限值，并探讨辐照性能变化的机制和影响因素，判断和评估辐照性能变化的后果，以便选择反应堆的运行方式，保证燃料组件的可靠运行和提高反应堆的安全性。另外，对可能成为限制燃料组件寿命的某些辐照性能进行辐照试验和检验，以便提出改进措施。如通过完善燃料组件的设计、更新燃料和材料的制造工艺，以提高燃料组件卸料燃耗、延长燃料组件在堆内使用时间，从而提高燃料循环的经济性。

在反应堆燃料、材料的辐照试验中，可利用中子注量率高的研究堆进行。试验时，被照材料要装入辐照容器或辐照装置，再装入试验回路进行辐照。对辐照性能的测量可分为在线测量和辐照后检验两种。在线测量要在被照试样上安装专设的测量仪表如测量尺寸的差动变压器、测量燃料棒内压的压力传感器、测量温度的铠装热电偶以及测量中子注量率的自给能探测器等。辐照后检验则将辐照后的辐照装置进行切割，取出试样运抵热室，进行各项性能测试。近年来广泛采用的方法是将改进型燃料组件制成先导组件，在动力堆中进行辐照试验。由于辐照后的试样具有很强的放射性，故所有操作和测量都要在屏蔽小室（称为热室）中通过机械手进行。

热室是按照辐照试样的种类、试验目的来分类的。热室要考虑试样的屏蔽特性和处理剂量。热室内检验项目有无损检查、破坏性检验和力学试验等，通常包括外观检查、尺寸测量、X 射线照相、γ 扫描、燃料棒泄漏检查、解体切割、密度测量、裂变气体释放测量分析、金相组织检查、扫描电镜分析以及机械性能测试等。为满足热室检验需要，还可添加其他辅助设备。

为了综合分析燃料组件的辐照性能，需将燃料组件的各种辐照特性联系起来。为此，技术人员编制出在正常运行时辐照性能分析的程序，将燃料棒的基本特性和反应堆运行数据输入程序，经计算机处理后输出辐照中及辐照后燃料棒的内压、燃耗分布、包壳管外径以及重结构后的密度变化等详细数据。再将这些结果与辐照后检验测得的试验数据进行比较，就可预测燃料组件在反应堆内的辐照性能。

ranliao zujian jiegou cailiao

燃料组件结构材料　(structural material of fuel assembly)　反应堆燃料组件中除燃料棒以外各结构部件，包括压水堆中的定位格架和骨架所用的材料。要求燃料组件结构材料具有如下特性：①低的热中子吸收截面（特别是对热中子反应堆）和低的核辐照感生放射性，故需对其中的钴、铜等元素进行严格控制；②与冷却剂有良好的相容性；③良好的耐中子辐照性能；④良好的力学性能和加工性能。用于燃料组件的结构材料有锆合金、镍基合金、不锈钢、石墨，其性能和用途见表。

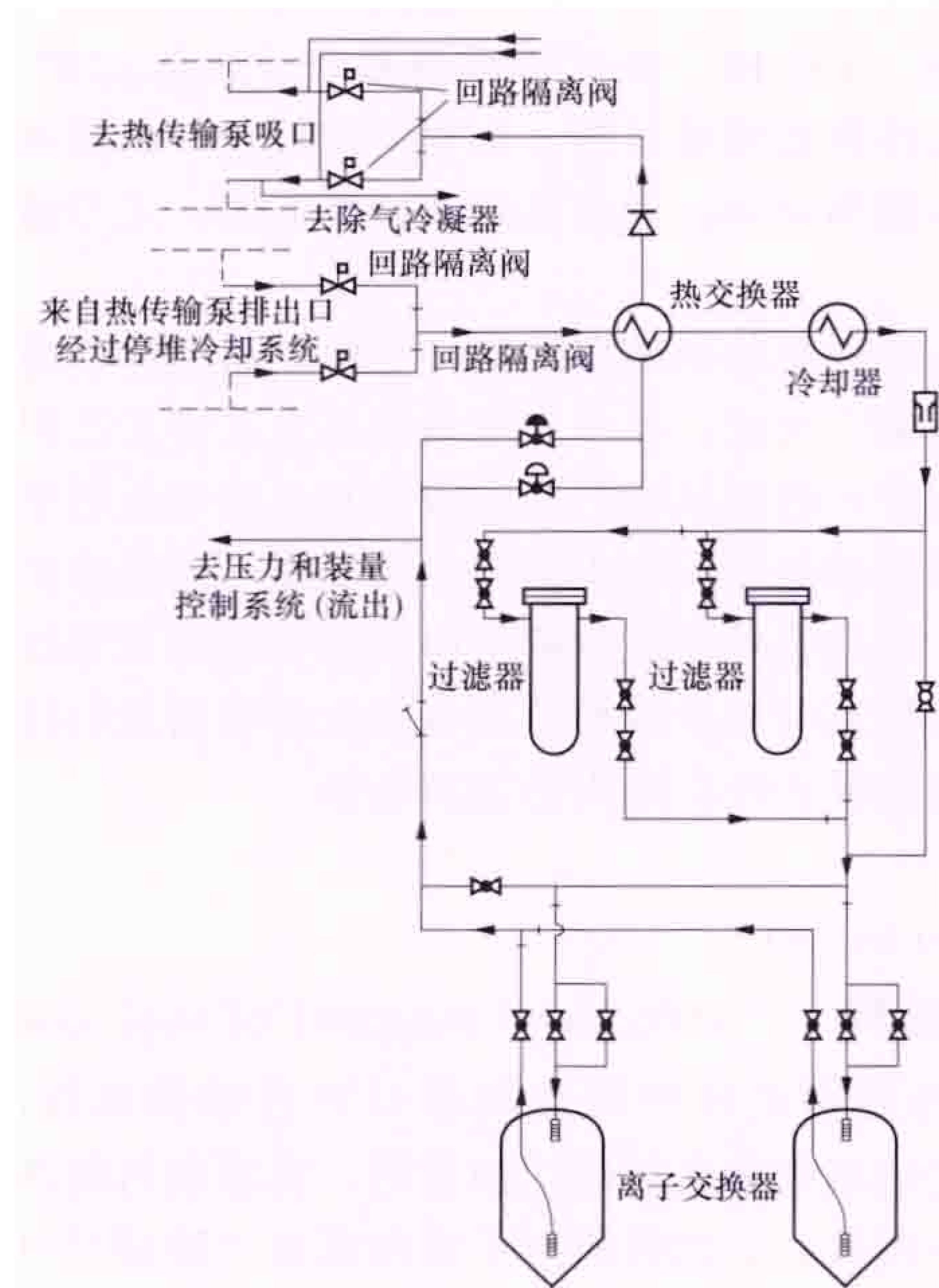
几种燃料组件结构材料的性能和用途

材料名称	锆合金	镍基合金	不锈钢	石　墨
典型牌号	Zr-2，Zr-4，Zr-Nb	718	304，316，321	核级
主要成分	Zr，Sn，Nb	Ni，Cr，Fe	Fe，Cr，Ni	C
密度（kg/m^3）	6550	8240	8000	1650
熔点（℃）	1700～1800	约 1290	约 1400	石墨化温度大于 2800
热中子吸收截面 σ_a(b)	0.24	4.9	2.9	0.0034
耐腐蚀性	优 360℃水中腐蚀速率小于 0.01mm/年	优 360℃水中腐蚀速率小于 0.01mm/年	优 360℃水中腐蚀速率小于 0.01mm/年	优
力学性能 抗拉强度 σ_b（MPa） 屈服强度 $\sigma_{0.2}$（MPa） 延伸率 δ（%）	退火或消除应力状态 380℃ — 120～314 10～30	时效处理 320℃ — >784 >20	320℃ — 137～196 30～35	室温 10～15 — —
热膨胀系数（1/K）	4.5×10^{-6}	13.2×10^{-6}	16.6×10^{-6}	2.3×10^{-6}
热导率［W/(m·K)］	16.3	13.4	16.3	12.6
用途	水堆中燃料包壳、燃料组件盒、注量率测量管、控制棒导向管、定位格架（定位块）、支承板	定位格架、压紧弹簧	快中子增殖堆的燃料包壳、燃料盒及堆容器和堆内构件；轻水堆的上下连接管座	高温气冷堆的燃料基体

rechuanshu jiezhi jinghua xitong

热传输介质净化系统　(heat transport medium purification system)　为保持重水堆热传输系统中重水的纯度，除去有害杂质，包括放射性腐蚀产物、裂变产物和非放

射性杂质等所用的系统。两条热传输环路共用一个净化系统，净化流取自重水泵的排出口，经共用的热交换器、冷却器、过滤器和两个离子交换器，然后返回泵的吸入口(见图)。热传输介质净化系统和压水堆净化系统不同之处在于，用于重水的净化离子交换器必须先进行氘化，需更换的废树脂必须进行除氘处理。(见重水堆氘化和除氘系统)

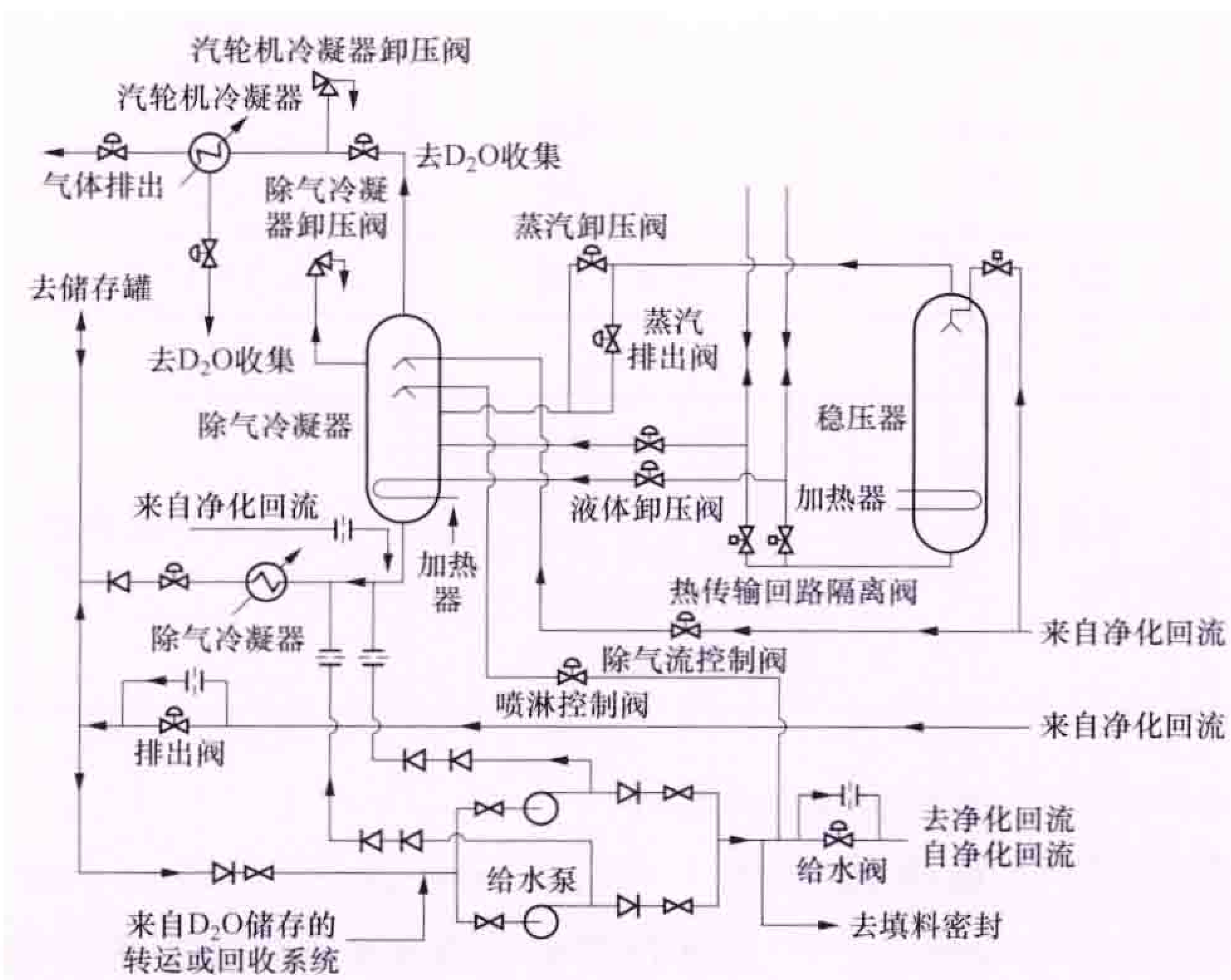


热传输介质净化系统

rechuanshu jiezhi yali he zhuangliang kongzhi xitong

热传输介质压力和装量控制系统

(heat transport medium pressure and inventory control system)　重水堆热传输系统的一个主要辅助系统，用于对热传输系统的压力和装量进行控制，并提供适当超压保护的系统。主要功能是：①当功率变动和扰动时能适应热传输系统冷却剂加热和冷却的收缩和膨胀；②提供热传输系统的超压保护和释放压力的措施和能力；③热传输系统瞬变时，使系统能在压力波动限制范围内进行压力控制；④若热传输系统突然降压（如停堆或降功率），将提供其恢复系统压力的措施和能力；⑤提供主泵轴密封的高压净化水；⑥防止热传输系统压力低于泵的净正吸入压头；⑦提供除气方法；⑧当大量蒸汽从热传输系统进入除气冷凝器时，可控制除气冷凝器的压力；



热传输介质压力和装量控制系统

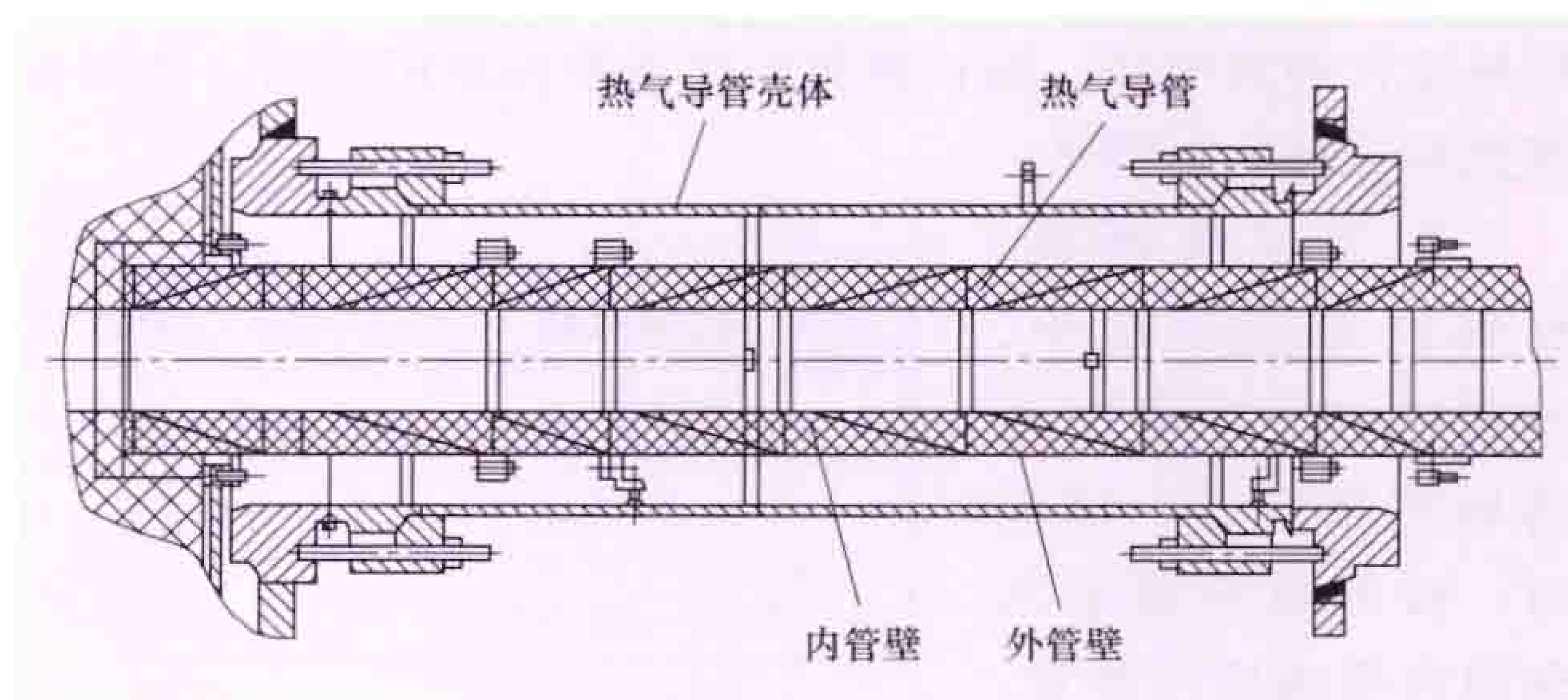
⑨提供保护系统的压力信号。

热传输介质压力和装量控制系统与热传输系统相连，它由稳压器、除气冷凝器、除气冷却器、汽轮机冷凝器、给水泵、卸压阀等主要部件，以及相应的管道、阀门、仪表等组成（见图）。在正常工况下，系统压力由稳压器控制，当功率低于5%时，稳压器和热传输系统隔离，这时压力控制由供排回路来实现，供给流由重水储存箱经供水泵提供，排出流由净化系统离子交换器下游或再生热交换器上游排出，形成回路；主泵密封水取自供水线路。2×50%容量的除气冷凝器接收热传输系统释放的液体和稳压器释放的蒸汽，它和稳压器一样，是一个圆柱状容器，带有喷淋控制阀和电加热器，以控制容器的压力。冷凝的重水则通过冷却器返回到重水储存箱；排气冷凝器装在除气冷凝器的上方，以排出不能冷凝的气体如 N_2，同时使冷凝的重水回收。系统还设有4×100%容量的卸压阀，以提供超压保护。

reqi daoguan jiqi keti

热气导管及其壳体

(hot gas duct and hot gas duct vessel)　高温气冷堆中连接反应堆和蒸汽发生器，用于反应堆冷却剂闭式循环的部件。采用同心双层导管，内管称为热气导管，流过热氦气；外管称为热气导管壳体，其与热气导管间的环形空间中流过冷氦气（见图）。



热气导管及其壳体结构

热气导管　主要由法兰、波纹管、外管壁、内管壁、内外管壁之间的隔离锥筒、纤维绝热层等组成。外管壁作为其内部绝热层、内管壁的支撑结构和冷热氦气的密封隔离，外管壁两端与可伸缩的波纹管相焊接，纤维绝热层充填在内外管壁之间。热气导管内管壁接触热氦气，采用薄壁耐高温金属管，并沿轴向分为多节，各节金属管之间轴向连接采用承插方式，允许在连接处有一定的相对滑动，以此作为热补偿。

热气导管壳体　一回路压力边界的重要组成部分，它将反应堆压力容器和蒸汽发生器壳体连接起来，是防止反应堆一回路介质外泄的重要屏障，又是热气导管内部构件安装定位的基准。热气导管壳体具有足够的强度和稳定性，在反应堆整个寿期内和各种运行工况下，均能保证结构的完整性和可靠性。

热气导管壳体由以下部件组成：①壳体法兰。用于与反应堆压力容器和蒸汽发生器壳体上的管嘴相连。②两个活套法兰。分别与压力容器和蒸汽发生器壳体的热气导管管嘴法兰相连接。③热气导管壳体筒体。内部安装热气导管内部构件，外部安装保温层结构。④主螺栓与螺母。用于热气导管壳体与压力容器、蒸汽发生器壳体的连接件。热气导管壳体

设计采用压力容器标准，同时满足管道先漏后破条件，其不可用（失效）概率按压力容器考虑。

retai gongneng shiyan

热态功能试验 （hot functional test） 在模拟核电厂实际运行工况条件下，对核蒸汽供应系统的有关部件、设备和系统在高温运行时进行的一系列检查验证活动。热态功能试验的目的是验证核蒸汽供应系统功能是否与设计规定要求相一致，以及在高温运行时的可靠性和安全性，同时对设备、管道内壁在高温下进行钝化。在此期间通过验证使某些运行规程和定期试验程序生效，从而使运行人员熟悉核电厂的运行。

试验前提条件 热态功能试验准备工作包括：堆内构件和堆芯仪表安装完毕，压力容器顶盖就位；反应堆冷却剂系统及其相连辅助系统（包括蒸汽发生器二次侧部分）的保温层完整；高温设备和高温管道的支撑与阻尼部件已调整完毕；进行试验所必需的辅助系统投运或可用；某些部件、装置安全保护系统可用。此外，常规岛除氧器开始加热，可以由起动给水泵向蒸汽发生器提供给水。

试验方法 起动反应堆冷却剂泵（简称主泵）使机械能转化为热能，投入稳压器电加热器，加热核蒸汽供应系统（NSSS）部件和功能组件，完成从冷态至热态停堆状态各个压力和温度平台的全部热态功能试验。在初始升温阶段，用余热排出系统控制温度，当温度达到该系统的上限值时，用主蒸汽旁路系统对空排放蒸汽控制温度。系统内的压力在稳压器内形成汽腔之前是通过化学和容积控制系统中上充泵经上充和下泄管路控制的；在汽腔形成之后，压力是由稳压器中的电加热器和喷淋装置控制的。

试验内容 主要包括：①在加热期间各温度台阶测量核蒸汽供给系统管道和设备的位移，调整支撑与阻尼部件，避免因约束过紧或过松而造成不可接受的形变；②检查核蒸汽供给系统测量仪表的正确性；③验证稳压器的加热器和喷淋装置压力控制的性能，以及超压保护动作的正确性；④检验稳压器水位、蒸汽发生器水位和压力容器水位的整定值及其控制的响应，检验主蒸汽安全阀的整定值；⑤检查控制棒驱动机构（不带控制棒）及其相关通风系统运行的正确性；⑥进行热损失测量以检查保温层的保温效果；⑦进行核辅助系统（化学和容积控制系统、余热排出系统、蒸汽发生器排污系统等）热态工况下的性能试验，包括在额定压力和温度下辅助给水系统首次供水试验；⑧检验在热停堆状态下安全注射动作试验及在向冷停堆状态过渡过程中进行应急停堆盘运行试验等。

在热态功能试验之后，压力容器开盖清理，完成一些役前检查项目，如压力容器内表面状况目视检查、蒸汽发生器下封头和稳压器内表面摄像检查等。

非能动系统的试验 对于先进压水堆（AP1000），设置了 AP1000 非能动安全壳冷却系统（PCS）、AP1000 非能动堆芯冷却系统（PXS）和稳压器自动降压系统等。其中 PXS 包括非能动余热排出系统（PRHRS）和非能动安全注入系统（PSIS），PCS 为非能动余热排出系统热交换器的长期运行提供热阱。在热态功能试验期间，要进行 PCS 热态功能试验，验证正常流量和温度工况下的洒脱面积、安全壳环廊疏水、冷却空气流道及远程操作阀的能动功能。进行 PRHRS 的安全壳内置换料水箱（IRWST）的升温特性试验，通过测量热交换器管束和距管束一定距离的区域垂直温度梯度以验证安全分析中使用换料水箱混合的假设是成立的。进行 PSIS 的堆芯补水箱（CMT）在水实体和蒸汽补偿工况下的再循环流量试验，以验证其向反应堆冷却剂系统提供应急补水和硼化功能。为了使 PSIS 在事故工况下能自动向堆芯补水，在热态功能试验期间，稳压器自动降压系统（ADS）还要进行 ADS 自动卸压试验，以验证其自动卸压功能。

参考书目

林诚格．非能动安全先进压水堆核电技术．北京：原子能出版社，2010.

renkou fenbu

人口分布 （population distribution） 以核电厂厂址为中心，以不同距离为半径的人口数据和资料统计。人口分布是核电厂厂址选择中需要考虑的一个重要因素。

人口分布选择原则 核电厂拟选厂址周围地区人口分布应符合的原则有：①使核电厂在正常运行期间对周围公众造成的辐射剂量保持可合理达到的尽量低的水平。②将核电厂事故条件下对周围公众造成的辐射风险限制在可以接受的水平，并使得在需要执行核事故应急计划时，厂址附近的公众较易实施隐蔽、撤离等防护措施。中国核电厂应尽可能建在人口密度较低、地区平均人口密度相对较小的地点。核电厂距万人以上的城镇、10 万人口以上的中小城市和 100 万人口以上的大城市，应有足够的距离。GB 6249—2011《核动力厂环境辐射防护规定》中规定，厂址半径 5km 范围内不应有万人以上的乡镇、10km 范围内不应有 10 万人以上的城镇。

在核电厂厂址选择时，为了筛选和评价各候选厂址，必须收集厂址周围区域的人口分布资料，在筛选厂址阶段，只需要简单的人口资料，为了推荐厂址和进行核电厂放射性环境影响评价，则需要更详细和更准确的人口资料。当核电厂厂址评价范围有跨行政辖区时，还应征求相关辖区行政主管部门的意见。

人口资料调查 调查范围涉及核电厂厂址周围 80km 区域，包括：①常住人口，即常住在该地区的人数（说明居住区类型，如城市、农村或工矿区）；②暂住人口，即流动人口，如旅游者、打工者、临时经商人员和学生等；③为预测核电厂投产首年和寿期内每隔 10 年的规划人口，应收集该地区的人口增长率、迁移趋势和可能的发展规划；④厂址附近地区在执行事故应急计划中难以隐蔽或撤离的人群，如医院、监狱等应单独调查。

人口资料统计 应给出与核电厂厂址不同距离和方位有关的人口分布资料；包括：①以厂址为中心，以 1、2、3、5、10、20、30、40、50、60、70、80km 为半径画同心圆，辐向取罗盘方位为扇形区中心线，形成 16 个扇形区，共 192 个扇形子区，按子区统计人口数；②按与厂址间的距离和方位给出各人口中心的人口，在厂址周围 15km 以内可以村、镇为区划对人口进行统计，在 15km 以外可以县、市为区划进行人口统计；③对厂址周围半径 2、5、10、20、80km 的环形区，以罗盘方位为中心线划分扇形区，分别对

各区域陆地人口密度进行统计计算。

从人口分布的观点对核电厂厂址进行评价时，可以采用人口分布资料或采用人口分布资料并结合厂址气象、辐射剂量估算等资料对核电厂厂址进行筛选和评价，主要方法包括人口密度法、固定区域法、累计人口曲线法、厂址和扇形因子法、厂址人口和大气弥散法、归一化集体剂量法等。

renyuan peixun yu shouquan

人员培训与授权 （personnel training and authorization） 核电厂对直接从事生产运行、维修的管理和操作人员所进行的知识及技能的培养和训练，并按资格要求授予相应的责任和工作权限。在核电厂运行中，人员的高素质是确保核安全的重要前提。通过有效的培训可使核电厂员工具有与其岗位相适应的安全文化素养，提高并掌握相应的核电厂知识和专业技能，以确保各岗位员工获得和保持核电厂安全、高效、经济运行的相应能力。核电厂重要岗位人员都必须通过培训并获得授权许可，才能上岗从事工作。

人员培训 包括反应堆操纵人员和其他生产人员的培训。

反应堆操纵人员的培训 由于反应堆的操纵员和高级操纵员对控制和监督核电厂运行状态变化有直接责任，因此，核安全法规除规定操纵员应具有4～6年的实践经验，并具备核电厂或常规电厂的值班运行经验外，还规定了操纵员的培训和执照考核要求。操纵员的培训包括现场培训和模拟机培训。现场培训是在运行中的核电厂受训，并在有资格的人员监护下进行实践，以获得必要的经验，包括发生特殊故障和应急情况时需采取的行动的训练，并获得核电厂起动、功率运行和停堆等方面的经验。模拟机培训是在全尺寸模拟机上模拟核电厂的运行正常工况、异常事件和事故工况，以培养操纵人员正确判断和恰当处理的能力，培养学员在主控制室与同值人员的协同工作能力，帮助学员发现和克服其知识和操作技巧的缺陷。培训时必须使用核电厂生效的运行技术规格书和运行规程，要训练学员学会把理论知识，以及把本厂及其他核电厂的运行经验融入模拟机培训课程，包括对本厂实际运行事件的再模拟。模拟机室全景见图1，模拟机培训与全景见图2。



图1 模拟机室全景

反应堆操纵员的标准培训计划是：接受现场操纵员岗位技能培训两年；经过全范围模拟机，即模拟机上的预培训、正常工况运行培训、故障工况运行培训、事故工况运行培训



图2 模拟机培训与全景

四级培训。

部分授权培训课程还需要通过周期性地复训加以巩固和知识更新，操纵员和高级操纵员还要继续接受每年度的模拟机复训和在岗培训，每年培训时间要求不低于个人工作时间的12%。

其他生产人员的培训 核电厂各类人员的岗位不同，其专业知识和技能的培训会有很大差异，但一般均应接受有关核电厂系统知识、工业安全、消防、质量控制与质量保证、安全文化、工作过程、辐射防护、应急响应、急救和环境保护课程培训。不同专业特殊规定的专门培训也必须在人员上岗前完成，主要是本专业的知识和操作技能方面的培训。对于从事核安全管理岗位的人员，则要进行相关核安全知识和管理程序方面的培训。

授权 凡是担任直接影响安全职责的人员，在被允许执行这些职务前，都必须在培训合格和具备与业务相适应的资历后，才能由核电厂厂长给予相应种类和级别的授权，授权期限为1～2年。

核电厂授权种类 主要包括核安全、工业安全和辐射防护三种类型，根据岗位的责任不同，授权又规定了不同的级别。核安全授权授予直接从事与核安全相关工作的员工，分为四级：①一级授权（NS1）。可以在较高核安全等级授权的人员直接指挥下执行质量与核安全相关工作。②二级授权（NS2）。可以按照书面程序监督其他员工进行或自己进行质量与核安全相关工作。③三级授权（NS3）。可以负责起草或审核核电厂程序或负责分派其他员工进行质量与核安全相关任务，可以做出自己职责范围内符合内部行政管理、技术程序及技术规格书的决定。④四级授权（NS4）。可以在超出质量与核安全相关工作现有程序的非预期情况时，编写指令并负责程序、指令的签署和实施。

工业安全授权授予直接或间接执行与工业安全有关现场活动的员工，分为三级：①一级授权（IS1）。可以在工作负责人或试验负责人的口头或书面指令范围内进行工作并有能力确保自身安全。②二级授权（IS2）。可以作为工作负责人或试验负责人负责作业和监护同一组员工的作业安全。③三级授权（IS3）。可以担任负责在系统和部件上实施全部安全措施的工作人员。

辐射防护授权授予对放射性控制区内活动进行操作或管理的员工，分为两级：①一级授权（RP1）。表明清楚辐射

环境作业安全指令，在控制区工作有能力自我防护。②二级授权（RP2）。可以在放射性控制区中保护自己和监护同组作业人员工作。

反应堆操纵人员授权　反应堆操纵员一般需有两年的核电厂运行经验，按操纵员要求培训考核合格才能获得国家核安全局颁发的反应堆操纵员执照，才有资格予以正式授权。同样，在实际从事反应堆操纵员工作两年后，方有资格参加高级操纵员考核，考核合格获得国家核安全局颁发的高级操纵员执照后才予正式授权。

其他人员的授权　主控制室反应堆操纵员以外直接从事核安全相关工作人员的授权，由核电厂厂长或其授权人员通过书面形式（授权证书），按活动类别和等级把严格界定的权限授予被授权人。只有取得授权的人才能上岗从事与其相适应的活动。各种岗位被授权人的资格必须符合核电厂的授权程序，凡国家核安全机构或行业法规有资格要求的，在授权前还必须通过资格考试，获得相应的执照或资格证书。

Riben Baiqi-Yiyu Hedianchang

日本柏崎·刈羽核电厂　（Japan Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Plant）　坐落于日本最大的岛屿本州岛中部的新潟县柏崎市，西临日本海。柏崎·刈羽核电厂安装7台沸水堆型核电机组，其中6、7号机组为先进型沸水堆（ABWR）。1、2、3号机组的主承包商是东芝公司（Toshiba），机组设计和建设的总体技术责任也由东芝公司承担。4、5号机组的主承包商、设计和建设的总体技术责任承担方是日立公司（Hitachi），6、7号机组由东芝公司、日立公司和通用电气公司（GE）联合承包。核电厂全景见图。



日本柏崎·刈羽核电厂全景（汪兆富　提供）

柏崎·刈羽核电厂1号机组主体工程于1978年浇筑第一罐混凝土，1984年12月达到临界，1985年2月并网发电，1985年9月投入商业运行。

柏崎·刈羽核电厂7号机组于1991年1月开始订货，主体工程于1992年2月开始浇筑第一罐混凝土。1996年12月开始并网发电，1997年7月投入商业运行。7号机组的发电容量为1356MW（净发电容量为1311MW），机组热效率为34.5%。7号机组的冷却系统采用海水作冷却剂。核岛设备由日立公司供应，堆芯部件、常规岛设备由通用电气公司和日立公司联合供应。首炉装料由通用电气公司负责，汽水分离器及核电厂汽轮发电机由通用电气公司和东芝公司联合供应，土建施工由Takennaka-konuten、清水和前田三家株式会社共同承担。

柏崎·刈羽核电厂7台核电机组的堆芯及燃料、反应堆容器、反应堆安全壳、冷却剂、水化学、安全控制系统、装料及运行系统、乏燃料管理和汽轮发电机的各项参数不尽相同，仅以7号机组为例予以说明。

7号机组核岛属日立公司的先进型沸水堆（ABWR），反应堆堆芯活性段高度为3.71m，直径为5.16m，燃料装量为150t重金属。反应堆内装有872个燃料组件，首炉装料和换料时的燃料组件都为8×8高燃耗燃料组件，每个燃料组件中有60根燃料棒，燃料组件栅距为15.5mm，燃料棒格距为1.6mm。堆芯最大热功率密度为118.4kW/L，平均为50.6kW/L。燃料材料采用UO_2，首炉装料时燃料富集度为2.6%，换料时为3.5%。燃料棒长度为4066mm，外径为12.3mm，芯块高度为10.3mm，直径为10.4mm。包壳采用Zr-2合金材料，厚度为0.86mm，包壳外部最高温度为310℃，内部最高温度为1790℃。每年换料量为29t重金属。卸料平均燃耗为39 500MW·d/t，最高为50 000MW·d/t。共有206束控制棒。

反应堆容器器壁厚为170mm，高为21.0m，内径为7.1m。冷却系统采用水作为冷却剂，堆芯入口温度为216℃，出口温度为286℃。核岛产生的蒸汽流量为52 200t/h，蒸汽压力为7.2MPa。

核电厂汽轮发电机额定转速为1500r/min，连续出力为1356MW。

ruanjian de yanzheng yu queren

软件的验证与确认　（verification and validation of software，V&V）　由胜任的非原设计人员对软件独立进行的复审、检查、分析、测试、鉴定等活动。要在核反应堆保护系统等安全重要系统中使用计算机系统，除了硬件系统的可靠性外，必须确保其软件系统具有足够高的可靠性。通常采取的措施有：利用成功的经验，自顶向下的设计方法，模块化的结构，清晰的文件系统，可审核的文件，每个阶段的验证，整个计算机系统的确认（鉴定）等。其中验证与确认（V&V）是保证软件系统质量和可靠性的重要措施，用以确认各项设计要求已得到实施，使计算机系统开发过程中产生缺陷的可能性减至最小，因而是开发过程中的重要环节。

验证　一种有计划的行动，旨在试验所开发的软件在各种不同阶段、不同运行工况下的正确的功能，在审评其设计和性能时考察是否满足预定的要求。

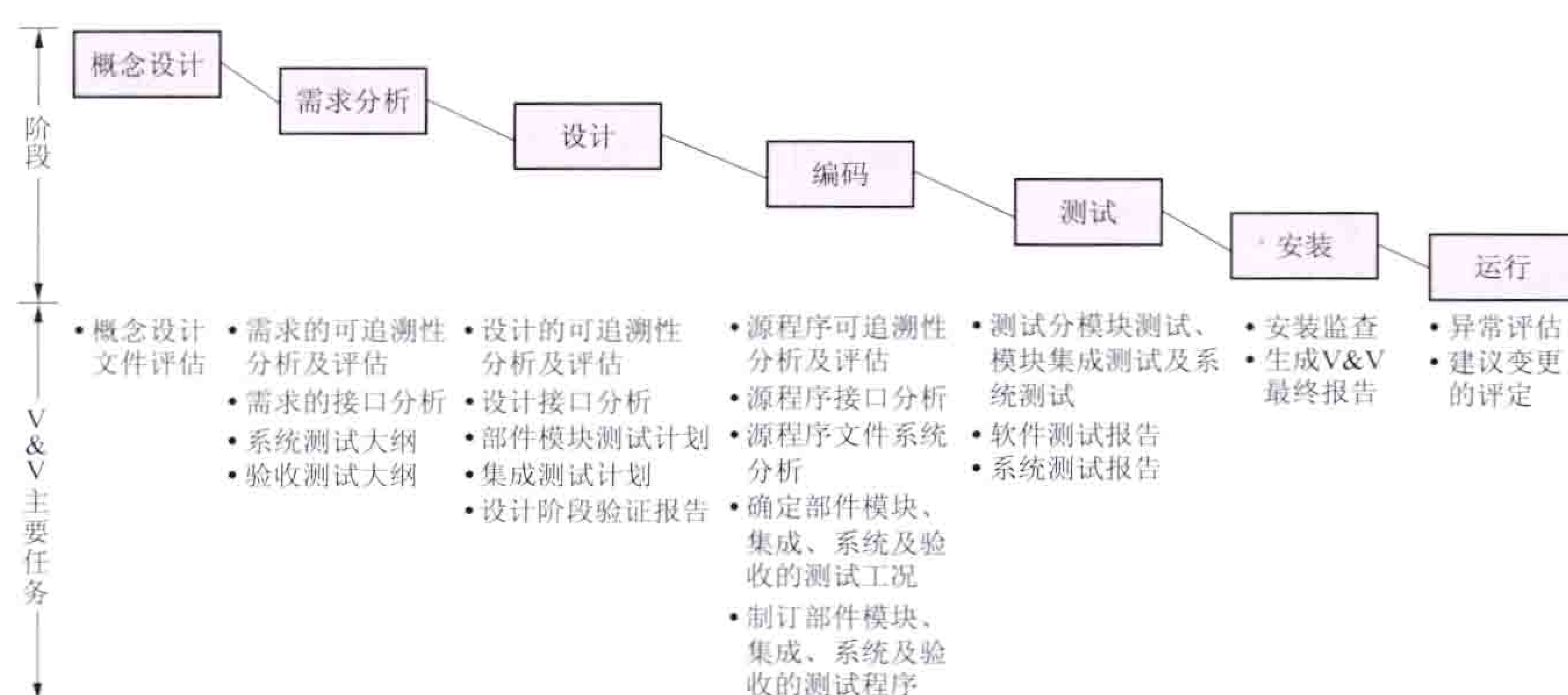
确认　一种有计划的行动，用以确定重要阶段和最终产品是否满足需求规格书所确立的有关目标，并制订测试和验收的标准，以确信上述要求已得到满足，为硬件和软件中正确体现系统要求所规定的性能提供全面保证。

V&V的实现　独立见证原设计人员的活动，或独立复审、检查原设计人员活动产生的文档化的结果。对文档化工作如测试等的独立复审应满足相关标准的要求，用以确信安全系统设计基本要求在被安装的系统上是可跟踪的，并得到满足。检查包括对设计过程、代码编制、文档化试验结果等的演绎和分析，可采用（但不限于）格式化证明、petri网

（一种软件分析的方法）或其他图形分析方法和相关技术等；测试分为对模块或系统功能特性的功能测试（包括功能块、系统、整体集成测试三阶段），对单元和模块的内部结构进行结构测试（又称为进程试验，可通过分支测试或路径测试等实现）。

V&V过程涉及计算机开发过程中以顺序（即瀑布法）或循环（即螺旋形研制法）方式进行的各阶段，包括非计算机的硬件要求、非计算机的硬件设计与实现、计算机硬件要求、计算机硬件设计与实现、软件要求、软件设计与实现、软硬件集成要求、系统测试、整体集成测试（工厂验收测试）、现场验收测试等，任何阶段通不过验证都将导致本阶段或整个项目的重新开发。

对核安全级软件部分的V&V有特殊的要求，应符合相关的标准，如IEC 60880等。对于验证工作的结果，要形成文件，包括软件验证计划、设计阶段验证报告、软件测试技术条件、软件测试报告等。软件研制周期各个阶段都要求有软件验证计划，规定验证过程中所采用的准则、方法和工具，其详尽程度必须使一个独立的小组能够执行该验证计划，并能对该软件是否满足它的性能要求得出客观的判断。图中示出软件研制周期各个阶段V&V的主要任务。



软件研制周期各个阶段验证与确认的主要任务

V&V从概念设计开始。需求分析是制订系统开发及软件研制技术规格书的主要依据。需求分析阶段的验证报告应包括：需求内容的根据，合理性和可实施性，符合概念设计提出的目标、任务、性能及技术指标，并制订为达到上述要求需进行的系统测试和验收测试的大纲。设计阶段的验证报告应包含：与软件功能要求不符合的项目，与设计标准不符合的项目，与有关要求不相适应的模块、数据、结构和算法。根据设计小组提供的被测软件的总说明书编制软件测试的技术条件，其中规定编码阶段验证工作的原则，内容包括：进行测试的环境、测试步骤、验收准则、检错与纠错方法，以及在编码阶段应完成的文件目录。编码阶段的验证应从模块测试开始，按自下而上的方法验证整个软件。

通过模块测试确认每个模块是否执行了该执行的功能。同时进行模块的集成测试，以便在研制的最初阶段就能发现所有模块是否能互相配合，执行所需要的功能。分析的内容包括算法分析、数据库分析、控制流分析、程序大小和执行时间分析等。软件测试报告针对软件测试技术条件所述的测试结果说明该软件是否达到了软件功能要求所规定的性能要求，具体内容包括：用于测试的硬件结构，所用的存储介质及被测的最终编码的存取要求，输入测试清单，输出测试清单，有关定时、事件序列等的附加数据，与测试技术条件规定的验收准则的一致性，出错事件记录。

为保证软件的正常执行，必须对集成系统进行验证，即把已验证过的硬件与软件模块组合成一个执行某些特定功能的系统进行测试，以确定硬件与软件接口是否满足要求，以及软件是否能在这个特定的硬件环境下运行。进行这一测试的系统必须与实际系统一样完整。为系统测试所选择的测试方案必须使所有模块接口及模块本身的基本运行都受到试验。用于系统测试的设备和软件工具必须经过鉴定。集成系统验证的结果必须以测试报告的方式整理归档。测试报告应包括所使用的硬件和软件、测试设备及其标定、系统及接口部件的仿真、所发现的测试结果偏差及所采取的校正措施。

最终对整个计算机系统（包括软硬件）应通过测试进行确认（鉴定），以确定满足需求规格书所确立的目标，以及安全系统所必须遵循的准则。确认必须按正式的确认计划进行。计算机系统必须加以静态与动态的仿真输入信号，分别模拟正常运行、预期运行事件及要求计算机系统动作的事故工况。这些测试应覆盖所有的信号范围；有代表性地覆盖应计算的参数范围；广泛覆盖表决逻辑和其他逻辑，以及各种逻辑的组合。按最终装置的结构对所有输入和输出信号进行测试，保证精确度和响应时间满足要求，保证对于任何设备故障或故障组合均能采取正确动作。确认报告总结计算机系统确认的结果，并对系统是否符合所有要求做出评估。

参考书目

IAEA, Technical Reports Series No. 384, Verification and Validation of Software related to Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, Vienna, 1999.

Rep. EPRI TR-103331, Guideline for the Verification and Validation of Expert System Software and Conventional Software, Palo Alto, CA, 1995.



Sanlidao Hedianchang shigu

三里岛核电厂事故 （Three Mile Island Nuclear Power Plant accident） 1979 年 3 月 28 日 4 时，美国宾夕法尼亚州哈里斯堡附近的三里岛核电厂 2 号压水堆发生的堆芯严重损坏事故，一般简称为 TMI-2 事故。该机组额定电功率为 959MW，于 1978 年 3 月 28 日首次临界，1978 年 12 月 30 日投入商业运行。

TMI-2 事故起因是二回路给水泵跳闸和应急给水管线上的阀门由于误操作处于关闭状态，造成蒸汽发生器二次侧给水中断。这本是一次比较容易处理的事故，但在处理过程中出现的机械故障和人为误操作等多重原因导致了核电史上第一次反应堆堆芯严重损坏事故。

蒸汽发生器失去给水后，一回路压力升高触发反应堆自动停堆，并使稳压器卸压阀开启。当一回路压力回降到卸压阀应关闭的整定值时，卸压阀却未关闭，使一回路冷却剂继续经卸压阀流至卸压箱。由于控制室未设置显示卸压阀开关信号的仪表，上述状况达 2.5h 之久未被发现。

当一回路压力下降到 12MPa 时，应急堆芯冷却系统自动投入。几分钟后，操作人员根据稳压器水位测量仪表的指示，误认为向堆芯注入的水量可以减少，于是部分关闭应急堆芯冷却系统，只留一台高压安全注射泵继续运行，导致一回路冷却剂从稳压器卸压阀流失的量大于注入的补给量，使反应堆一回路压力继续下降。当一回路压力降到冷却剂饱和压力以下时，反应堆堆芯冷却剂开始汽化，形成汽泡。在事故发生后约 75min，由于汽-水混合物的汽蚀作用，反应堆冷却剂泵发生强烈振动。操作人员为了保护主泵并防止损坏一回路管道，先后关闭了 4 台一次冷却剂泵。这时，只有早先投入的 1 台高压安全注射泵在运行，其流量仅为导出反应堆余热所需最小冷却剂流量的 1/3。因此，堆芯冷却条件严重恶化。约在 110min 时，堆芯冷却剂开始沸腾，在反应堆容器内形成汽腔，致使部分核燃料暴露于汽腔之中。燃料温度升高而逐渐达到二氧化铀芯体熔化温度，锆-水反应产生的氢气和水蒸气又不断扩大汽腔，致使约 2/3 的堆芯熔化，堆芯裂变产物大量释放。在 174min 时，两台一次冷却剂泵重新起动，在 200min 时高压注射系统也全面投入，大量的水注入反应堆容器。直至事故后 15h50min，一回路系统压力稳定在 6.9～7.6MPa。

该事故从反应堆逸入安全壳内放射性裂变产物的数量为：^{133}Xe—2.22×10^{18}Bq；^{135}Xe—1.11×10^{17}Bq；^{131}I—1.85×10^{17}Bq。由于安全壳内的压力不高，安全壳泄漏率很小，从安全壳泄漏到大气中的惰性气体很少。但从事故发生后 7min 起，安全壳地坑水泵把由卸压阀排出的含有放射性的水输送到辅助厂房储水箱中，直到 5h 后才关闭。在此期间，卸压箱满溢，水流到地板上，挥发性放射性物质散发到空气中，并经通风系统从烟囱排入大气。经实测排放到环境中的放射性总量约为 9.25×10^{16}Bq，其中，^{133}Xe 约占 60%，^{131}I约 5.55×10^{11}Bq。核电厂 80km 半径内 200 万居民受到的集体剂量当量约 20 人・Sv，公众最大个人剂量小于 1mSv。该核电厂职工在事故中无人伤亡，只有 3 人受到的剂量略高于职业照射的季度限值。因此，三里岛核电厂事故造成的辐射影响是很小的。

由于当时对反应堆内锆-水反应产生的氢气数量和氢气爆炸的可能性估计过高，3 月 30 日宾夕法尼亚州发布了要求 8km 内的学龄前儿童和孕妇撤离，16km 内的学校全部关闭的通告，曾引起人们惊慌，约有 8 万居民自发进行了撤离。4 月 2 日，宾夕法尼亚州当局宣布，撤离是不必要的。

尽管该事故没有造成人员伤亡，但其直接经济损失巨大，仅反应堆设备损坏和长期清理费用就约达 20 亿美元。

从反应堆安全角度看，可以说，三里岛核电厂事故是一次代价极高的综合性实验。它验证了核电厂各种多重安全设施的必要性和可靠性，也暴露了设计、管理和安全研究方面的弱点及不足之处。TMI-2 事故之后，核电界在人-机关系、监测控制、人员培训和事故分析研究等方面做了许多改进。

Sanmen Hedianchang

三门核电厂 （Sanmen Nuclear Power Plant） 位于浙江省台州市三门县健跳镇猫头山半岛上。三门核电工程是国务院于 2004 年 7 月 21 日批准实施的首个国家核电建设自主化依托项目。2004 年 9 月 1 日，国家发展和改革委员会批复三门核电一期工程项目建议书，批准三门核电厂按 6 台百万千瓦级核电机组规划建设，一期工程建设 2 台。三门核电厂主场址及 1 号机组全景见图 1、图 2。

三门核电厂 1、2 号机组分别于 2009 年 3 月 29 日、12 月 17 日开工建设，功率均为 1250MW。



图 1　三门核电厂主场址全景（白云生　提供）

主要性能指标　与第二代核电机组相比，三门核电厂具有更高的安全性和经济性目标。据美国西屋公司计算，其主要性能指标为：

堆芯热工安全裕量：＞15%

堆芯熔化概率：≤1.0×10^{-7}/（堆・年）



图 2　三门核电厂 1 号机组全景

大量放射性物质向环境释放概率：$\leqslant 1.0 \times 10^{-8}$/(堆·年)

机组额定功率：1250MW

机组可利用率：>93%

换料周期：18 个月

电厂寿命：60 年

工程概况　中核集团三门核电有限公司是该项目的业主，全面负责工程的建造、调试、运营和管理。公司成立于 2005 年 4 月，实行董事会领导下的总经理负责制，由中国核工业集团公司、浙江省能源集团有限公司、中电投核电有限公司、中国华电集团公司和中国核工业建设集团公司等共同出资组建。

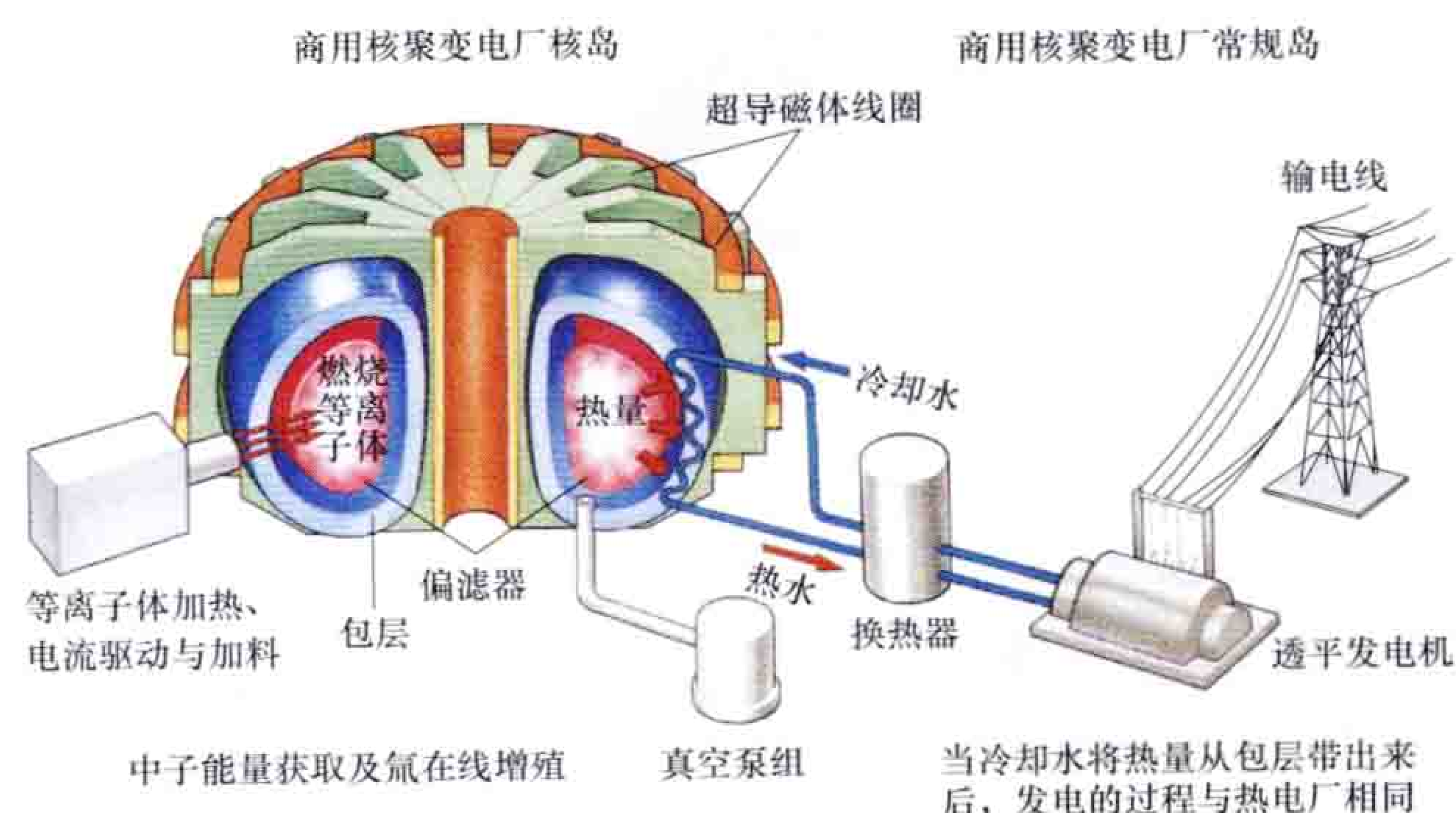
技术招标工作从 2004 年 9 月 2 日开始，经过两年的招标谈判，2006 年 12 月 16 日，中美两国政府签署了《中华人民共和国和美利坚合众国政府关于在中国合作建设先进压水堆核电项目及相关技术转让的谅解备忘录》，国家核电技术招标机构宣布选择美国西屋公司（Westinghouse Electric Co.）和绍尔工程公司（Shaw Group Inc.）联合体作为优先中标方。三门核电工程将采用西屋公司 AP1000 技术建设，由国家核电技术公司联合美国西屋公司（Westinghouse Electric Co.）和绍尔工程公司（Shaw Group Inc.）负责实施项目的工程设计、工程建造和项目管理。

2007 年 7 月 24 日，国家核电技术公司和三门核电有限公司、山东核电有限公司作为联合采购方，与美国西屋联合体及主要分包商，在京正式签订了核岛设备采购和技术转让合同。

2007 年 9 月 24 日，中国第三代核电自主化依托项目核岛设备采购和技术转让合同如期生效。2007 年 9 月 28 日，三门核电有限公司分别与哈尔滨动力设备有限公司、三菱重工业株式会社的联合体签订了三门核电一期工程常规岛设备合同。2008 年 2 月 26 日，三门核电厂一期工程核岛负挖比原计划提前 1 个月开工，标志着世界首台 AP1000 核电机组开始进入现场实施阶段。2008 年 8 月 22 日，三门核电厂 1 号机组核岛基坑负挖通过了国家核安全局组织的专家现场验收，比原计划提前了 67 天。

shangyong hejubian dianchang

商用核聚变电厂　（commercial nuclear fusion power plant）　利用核聚变反应所释放的能量，生产商用电力的发电厂。与核裂变电厂一样，商用核聚变电厂也包括核岛和常规岛两部分。核岛是利用核聚变能生产蒸汽的系统（包括核聚变堆和一回路系统），常规岛则是利用蒸汽发电的系统（包括汽轮发电机系统）。核岛的核心装置是核聚变反应堆，它由燃烧的堆芯等离子体、等离子体加热/电流驱动、磁体、真空机组、包层（氚增殖及中子能量获取）、加料、偏滤器（排灰）、支撑结构、辐射防护及屏蔽、能量导出等系统组成。常规岛则与核裂变电厂的二回路系统类似，由换热器、蒸汽轮机、发电机组及电力输出等系统组成（见图）。



托卡马克型商用核聚变电厂示意图

从商用核聚变电厂的经济性考虑，商用核聚变堆的功率增益因子大于或等于 30，核聚变功率为 2000～3000MW，高热负荷部件的壁负荷大于 $10MW/m^2$，低活化结构材料的中子辐照损伤达 150dpa。另据计算，一座百万千瓦级商用核聚变电厂，每年消耗的氚约为 56kg。

商用核聚变电厂建设尚未提上日程，还有待 ITER 计划和核聚变示范堆（DEMO）阶段的等离子体物理学进展和工程技术研究成果。受控核聚变研究最终目标是建立工程技术可行、安全性能良好、环境友好、经济性能良好的商用核聚变电厂。因此，在开展国际热核实验堆研究的同时，还要进一步进行技术开发和概念改进，尤其要在低活化结构材料和高热负荷材料方面实现技术进步。此外，还要在核聚变示范堆（DEMO）阶段，验证规模化生产电力和实现氚自持的工程技术可行性，以期在 21 世纪中叶建成商用核聚变电厂，实现核聚变能的商业应用。

shebei caigou

设备采购　（equipment procurement）　以合理的价格获得组成核电所有系统的主要设备和材料及相关安装、调试的技术服务，为核电工程建造提供安全、可靠、经济的设备材料和技术服务保障。设备采购要严格控制采购质量，即在规定的时间内，通过合格的来源，以合理的价格获得符合设计要求的设备和服务。规定的时间是指计划性的采购活动进度应符合工程二级网络进度计划，设备及服务应满足工程设计、土建、安装、调试运行的进度要求。合格的来源是指采购渠道的正确性，设备、材料和服务只能从通过资格评价合格的供方中选择。合理的价格是指采购价格的合理性。采购的基本形式是招标与竞争采购，所有采购活动按其金额大小及物项来源的多寡采取招标或竞争采购方式，采购前期准备时必须进行充分的市场调查，确定采购物项标的，越是接近标的的投标价格越趋合理，通过公平合理竞争、择优中标，从制度上杜绝不正当竞争和不诚实交易。

设备采购模式　由于核电工程项目管理模式的不同，设备采购模式也存在较大差异，采购模式按采购组织形式分为部件/单体采购和打包采购两种模式；按采购主体分为业主

采购、委托采购，而委托采购又可分为专业公司采购和工程公司（总承包公司）采购。

几种采购模式的特点如下：

（1）部件/单体设备采购模式。更利于采购方直接参与设备制造的质量及进度控制，在设备投资方面更为有利，但设备种类数量极多，部件或单体设备采购加大了设备接口管理方面的难度，人力投入多、采购成本高。

（2）打包采购模式。即对核岛、常规岛的主要设备拆分成几个设备包进行采购或供货，核电厂配套设施也分成若干包，由供货商对所供设备包负全面责任。这种模式减少了采购工作量，降低了设备接口控制管理的难度，但增加了投资控制的难度。

（3）委托专业公司采购模式。这种模式体现了采购专业化管理的优势，但专业公司对设备采购的质量、进度及投资控制方面所能承受的风险能力有限，使得业主的项目风险增大。

（4）工程公司采购模式。该模式是中国核电工程项目管理的主要模式，它既满足了国家对建设项目管理模式的新要求，更有利于提高中国核电工程管理的专业化、集约化、科学化水平，以适应核电大发展的需求。

设备采购过程　大致分为前期准备、合同签订、合同执行、验收和服务五个阶段。

（1）前期准备。包括：开列潜在供货商名单，可通过市场调研或由设计、运行单位推荐；对潜在供货商进行资格评审，主要在质保、商务及资格、能力三个方面进行评审。资格评审主要包括问卷调查和源地考察，经评审合格者方可作为潜在供货商参与投标；招标、评标及定标，一般采用邀请招标方式，邀请三家以上的潜在供货商参加投标，评标按质保、商务及能力三部分分别进行，综合评价后确定供货商。

（2）合同签订。供货商确定后，即可组织合同谈判，签订合同。

（3）合同执行、验收和服务。合同签订后对设备设计及制造进行进度跟踪和质量监督（见设备监造），组织出厂验收，设备运输到在工地进行现场验收以及设备在安装、调试和运行中的厂家服务，直至合同终结。

shebei chuchang yanshou

设备出厂验收

（equipment acceptance）　按照合同和设计规格书的要求，在设备出厂前对设备制造质量和应交付文件进行的全面检查、试验和清点，是确保设备质量问题消除在出厂前的最重要的手段。

依据核电建设质量保证要求，在验收之前应该制定验收大纲，对于验收的组织机构、验收方法等做出规定。出厂验收应按照验收大纲进行，并最终形成产品验收的结论性文件，对是否同意产品验收出厂用于核电工程作出结论。

设备出厂验收主要项目有：硬件验收，包括有关功能、性能试验和必要的动作演示，总体尺寸、接口尺寸和关键尺寸的复测，零备件和备品备件的检查和清点；文件验收，按合同和验收大纲要求，检查所有不符合项是否均已关闭，清点交工资料文件，审查其完整性、有效性和正确性，以及检查装箱文件等；其他项目，如包装、标识及运输方案检查等。

shebei jianzao

设备监造

（equipment manufacturing surveillance）

为确保与核电安全相关重大设备的制造质量，采购方派遣有工作经验和相关资质的人员驻厂，对设备设计、制造进度及其质量控制进行的监督和检查。核电设备尤其是压力容器、蒸汽发生器、汽轮发电机组等主设备质量要求高、制造周期长、工期紧张，稍有偏差，就可能无法按期交货，甚至对整个工程工期造成影响。设备监造是核电设备制造过程中必不可少的手段，是核电设备采购工作的重要组成部分。

设备监造的范围，主要根据设备的安全等级和质保等级的要求来确定。设备监造的形式包括长期驻厂监造、短期驻厂监造、质量控制点见证、不定期巡查等多种方式。设备监造是采购方的一项重要职责，其实施可以由采购方直接执行，也可委托第三方独立的专业机构执行。对于与核电安全相关的重大设备，必须派遣有工作经验、有相关资质的人员进行驻厂全程监造，监造人员应熟悉材料、焊接、试验、检测、无损探伤等相关专业知识，具备一定的沟通协调能力，并接受必要的培训、考核和授权。对于核电项目建设仍需部分进口的情况，可采取国外设立监造点等方式来实施监造工作。

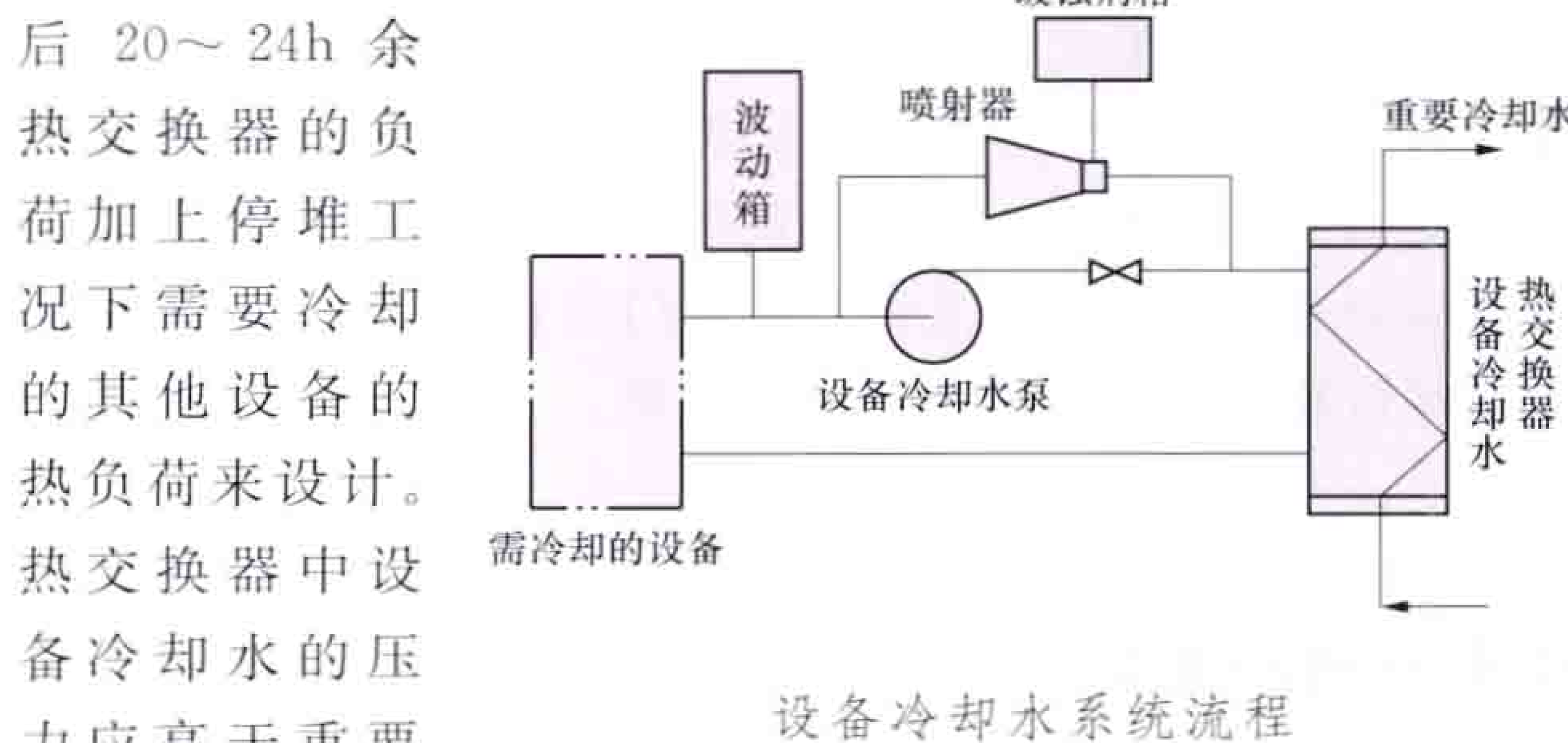
shebei lengqueshui xitong

设备冷却水系统

（component cooling water system）

在传统商用核电厂和EPR先进压水堆核电厂中，用于反应堆正常运行和事故工况时间需投入使用的设备提供冷却水的系统。设备冷却水系统是专设安全设施的支持系统。系统是一个中间冷却系统，在含放射性流体的设备和最终热阱之间提供一个中间屏障（见图），以避免放射性流体向环境泄漏。

系统通常设置两个或四个独立的、分隔的系列，每个系列包含一台或两台设备冷却水泵、一台或两台设备冷却水热交换器和一个波动箱。采用缓蚀剂添加装置或通过化学加药系统将缓蚀剂注入设备冷却水中，防止系统和所冷却设备的腐蚀。设备冷却水泵为离心泵。设备冷却水热交换器通常为管壳式，按停堆后20～24h余热交换器的负荷加上停堆工况下需要冷却的其他设备的热负荷来设计。热交换器中设备冷却水的压力应高于重要厂用水冷却系统压力，以防止未经处理的生水漏入系统，污染和腐蚀所冷却的设备。在设备冷却水泵的入口管道上连接有波动箱，以补偿设备冷却水系统由温度变化或泄漏引起的水体积变化，便于系统放气及稳定设备冷却水泵的进口压力。



设备冷却水系统流程

反应堆正常运行时，设备冷却水系统的一个系列或两个系列投入运行，排出运行设备的热量。反应堆冷停堆及换料时，设备冷却水系统至少有两个系列同时投入，以缩短停堆冷却时间。失水事故时，停止向正常运行的设备供给冷却水，只向专设安全设施有关设备供给冷却水，通常将设备冷

却水的多重系列同时投入，当其中任何一个系列失效时，只丧失部分冷却能力，而不丧失其安全功能。

AP1000先进压水堆核电厂设备冷却水系统只是在核电厂正常运行工况下运行，将各设备热量传给厂用水冷却系统。该系统设置两个系列，是非安全相关系统，其流程和运行基本同上。

shebei xianchang yanshou

设备现场验收 (equipment acceptance on site) 设备经运输到达现场后的检验和接收。设备现场验收分为现场开箱检验（适用于所有设备）、设备最终验收（适用于部分设备）及现场拼装设备的验收。

现场开箱检验 所有设备发运到现场后，由检验部门组织人员进行开箱检验，主要通过外观质量、数量、外包装和文件的检查，以确认运输过程中物项是否有丢失损坏或漏发，从而保证物项交付安装前的有序性、安全性和可靠性。

设备最终验收 有些设备制造后部分性能无法在出厂验收阶段考核，必须通过安装、调试，甚至试运行后才能加以验证，验收一般依据现场验收大纲进行。

现场拼装设备的验收 另一种特殊的现场验收，如换料水箱。由于设备运输困难，制造工作转移到施工现场进行，设备竣工后的验收也是在现场完成，验收依据主要是设计院的规格书或图纸。

shebei zhizao wangong baogao

设备制造完工报告 (end report of equipment manufacturing) 设备制造完成以后形成的反映设备制造质量控制情况、完工状态及安装运行维护指导等方面的文件。设备制造完工报告一般由设备质量证明文件、设备竣工文件和设备运行维修文件三部分构成。质量证明文件主要有特种设备制造资格证书、特种设备行业鉴定证书（报告）、出厂合格证明文件、材料质量证明文件和无损探伤检验报告、性能试验报告、试验记录等。设备竣工文件主要包括设备及其设计修改单、设备竣工图册等。设备运行维修文件主要有安装指导书、运行维修手册等。设备制造完工报告一般随设备发运装箱交付到现场，文档管理部门应及时归档，并将安装调试运行相关的设备文件发放给现场。

shebei zhizao zhiliang jiandu

设备制造质量监督 (equipment manufacturing quality surveillance) 采购方或其委托代表在核电厂设备加工制造阶段，对设备供货承包商及其分包商的制造活动实施全过程的质量控制。核电厂设备常分为重要设备和非重要设备两大类，重要设备是依据规范和标准中设备的安全等级、质量等级以及国际上核电厂建造运行经验划分的，并经采购方和承包商协商确定。核岛系统设备的质量等级分为Q1、Q2、Q3、QNC四个等级；核电厂配套设备中与核安全相关的系统中的设备与核岛中核安全相关设备同等看待；常规岛系统、核电厂配套设备中非核安全系统中的设备，按ISO国际标准分为ISO 9001、ISO 9002、ISO 9003三个等级；其中属于Q1、Q2和ISO 9001、ISO 9002质量等级的为重要设备，而属于Q3、QNC、ISO 9003质量等级的为非重要设备。对于不同质量等级的设备，其实施制造质量监督的程度是不同的。

重要设备的制造质量监督 对于重要设备，承包商必须制订详细的质量计划（或称检查及试验计划），从设备原材料的采购、加工工艺（特别是特殊工艺）、检查、组装、试验、包装直至最终出厂，按加工制造工序列出所有的检查和试验项目、所执行的程序、标准、规范、验收准则、有关检查或试验记录的要求、实施检查或试验的单位以及参与监督的单位等。质量计划是以设备制造工艺流程为主线，由设备制造厂编制的、经采购方审查、批准后生效的设备制造质量控制文件。与工艺文件一样，制造质量计划在制造厂是强制性执行文件。凡与设备制造质量有关的重要的工艺、工序节点，在质量计划上都需设置质量控制点。质量控制点的设置原则是：根据工艺/工序节点重要程度及特点，设置停工待检点（H点）、见证点（W点）、文件审查点（R点）。通过执行质量计划及见证等主要手段进行设备制造的质量监督时，应同时形成完整的质量记录，作为竣工文件的主要内容之一。

设备制造质量监督必须注意对直接影响产品质量的各种工艺评定、工艺过程、参数控制和操作人员技能等实施有效的控制与监督；还必须对检查和试验记录做出评价，以证实是否符合相关验收准则的要求。采购方代表按照监督导则在实施监督检查的过程中，如发现不满意项，将尽快发出观察意见单，要求供货承包商或其分包商限期纠正，并通过复查验证直至问题得到满意的解决。

设备制造过程中若出现与图纸、设备技术规格书、规范、标准或供货合同要求不符合项，采购方代表除了监督承包商必须按合同和相关程序要求向采购方发出不符合项报告供审查之外，还需监督承包商应严格按商定的纠正措施妥善处置不符合项，包括必要时按返工、修理的要求，监督承包商增订修改质量计划，对其实施修复工艺、重作相关检查和试验的监督。

在重要设备发运之前，采购方代表应实施设备出厂前的检查，包括试验记录、尺寸检查、设备制造完工报告抽样检查和运输包装检查，特别是海运包装，要与合同或订货单要求一致。如检查结果符合要求，则同意签发或签发相应设备的质量放行单。

非重要设备的制造质量监督 对于非重要设备，不要求承包商制订质量计划；采购方代表所实施的设备制造质量监督，仅实施设备出厂前的最终质量监督检查；与重要设备相似，非重要设备出厂前的检查依设备情况可能包括的内容与重要设备相同，只是完工报告内容要少一些。

采购方代表在设备制造现场实施质量监督检查的同时也负责设备催交，如发现工期延误或存在延误的风险，应及时向采购方进度控制部门报告，并配合工程进度控制部门和合同管理部门督促承包商及其分包商，按供货合同的要求保质、保量、按期发货，因而在设备制造阶段承担着质量控制和进度控制的双重责任。

采购方的质量监督检查并不减轻、不解脱供货承包商的任何责任。如果设备在后续工序直至运行阶段的保证期内发现任何质量问题，供货商及其分包商（制造厂）必须承担全部责任。

shenping yu yanzheng

审评与验证 （review，assessment and verification） 对核电厂（核设施）的选址、设计、建造、调试、运行和退役中安全重要事项进行的审查、评价和确认过程。通过审评与验证，证实相关活动满足核安全目标和要求，核电厂运行不会对工作人员、公众和环境造成不应有的放射性危害。对核电厂的各个构筑物、系统和部件在各种运行状态及事故工况下的行为应进行深入的审查、评价和必要的验证。

审评与验证包括安全审查、评价和验证，工作层及营运单位的审查和评价，监管性审查和评价。

安全审查、评价和验证 在工作层、营运单位及国家核安全监管机构等不同层次进行。

工作层及营运单位审查和评价 包括内部自我审评和外部审评，独立验证则必须由未承担所验证工作的、有资格的人员或组织按规定的要求和程序完成。营运单位应该在提交申请资料时完成对安全评价的独立验证工作。

监管性审查和评价 一个与核安全许可证过程密切相关、连续的过程，各个国家有不同的规定，但一般来说应包括：①批准厂址（颁发核电厂厂址审查意见书）；②批准颁发核电厂建造许可证；③批准调试；④批准装料；⑤批准颁发核电厂运行许可证；⑥运行中的定期审查；⑦核电厂修改申请；⑧退役申请。（见核安全许可证制度）

shengchan zhunbei

生产准备 （operation preparation） 核电厂投入生产运行所需完成的一系列准备工作，包括组织准备、人员准备、物资准备、文件准备、执照申请、移交接产等。生产准备工作由核电厂营运单位的生产管理前期机构负责，其起动稍后于工程建设，具体时间视核电厂营运单位所掌握资源的情况而定。根据各生产准备工作重点的不同，可将生产准备工作划分为三个阶段：①总体策划阶段。从工程前期准备到首台机组核岛基础负挖。②全面实施阶段。从首台机组核岛基础负挖开始到辅助电源倒送电。③调试和试运行阶段。从辅助电源倒送电开始到机组投入商业运行。

组织准备 生产准备期间需要建立和完善能承担机组运行核责任的生产组织机构，保证机组投产后的安全运行。组织机构的建立需考虑直接运行职能和技术保证职能两类主要职能。直接运行职能包括对核电厂的日常安全运行负有监控、操作和管理责任，技术保证职能包括生产计划、维修、辐射防护、燃料管理、电厂化学、消防、保卫、在役检查、三废管理、质量保证、人员培训等。核电厂管理程序体系定义各部门的职责、工作范围、工作流程以及各部门之间的接口关系等，是核电厂组织管理的规范。

人员准备 人员招聘与培训是生产准备的首要任务之一，核安全法规和导则对核电厂人员的招聘、培训和授权有明确的规定。这项工作的起止时间，对于第一座核电厂可长达6年左右，后继的核电厂则周期可缩短。核电厂营运单位有责任保证全部厂区人员，包括专业骨干、操纵员、技术员和技术工人等，受到适当的培训，在达到管理程序的要求后授权上岗。应尽可能多地安排生产人员参与工程安装、调试工作，以熟悉系统和设备、培养技术力量。（见人员培训与授权）

物资准备 包括备品备件库、专用工具库，放射化学实验室、性能实验室、环境实验室、在役检查与辐射防护实验室等生产运行所必需的物质条件，以及生产管理计算机信息系统开发等各项准备工作。

文件准备 核电厂营运单位必须在生产准备期间建立文件体系，主要包括各类大纲、管理程序和技术程序。各类大纲包括核电厂运行质量保证大纲、维修大纲、辐射防护大纲等；管理程序主要是生产管理程序，包括组织管理、运行管理、维修管理、质量安全管理、燃料管理、放射性废物排放管理、应急管理程序等；技术程序包括运行规程、维修规程、试验规程、在役检查程序和安全作业程序等，是机组安全运行的基本保障。其中技术程序必须在调试过程中得到检验和生效。

执照申请 需要根据核安全法规的要求，以及环境保护法律和法规的要求，完成必要的执照和许可证申请工作，主要包括反应堆操纵员和高级操纵员执照，核材料许可证、装料许可证、运行许可证等。（见核安全许可证制度）

移交接产 核电厂建（构）筑物、系统、设备和文件（包括有关计算机软件）由工程逐步向生产的转移过程。通常设备、系统和机组的移交步骤为：①土建初步完工后向安装移交，全部完工后建筑单位编写建造完工状态报告，向业主申请检查验收，办理厂房移交手续。②安装初步完工后向调试移交，全部完工后安装单位编写安装竣工报告向业主申请检查验收。安装向调试移交后，现场开始正式调试工作前需要建立安全边界，由运行部门或调试部门执行，称为隔离移交。③系统调试初步完成后向运行临时移交，机组调试全部完成后调试单位编写机组调试总报告，向业主申请临时验收。机组从装料起，核电厂营运单位开始独立承担核安全的最终责任。④根据合同要求，在临时运行移交前或后，系统维修向核电厂营运单位维修部门移交，称为维修移交。⑤两台机组调试全部完成后，工程建造承包商向业主申请最终验收，业主（核电厂营运单位）全面接管核电厂的生产管理，工程向运行移交全面完成。

shengchan zhunbei dagang

生产准备大纲 （operation preparation program） 新建核电厂为指导生产准备和生产组织机构建立、开展生产准备工作而编制的指导性文件，是编制、调整和修订生产准备实施计划的依据。生产准备大纲的内容一般包括组织机构与职责，人员配置、培训和授权，生产管理体制，文件编写和管理，工程参与、移交与接产，物资及生产配套设施准备。

shigong wangong baogao

施工完工报告 （end of construction status report，ECSR） 施工活动完成后，为对施工质量进行验收由施工单位提交施工活动过程中的记录和施工质量控制活动的全部文件。施工完工报告包括建筑施工完工报告和安装施工完工报告，报告在工程竣工后最终移交给业主保管。

建筑施工完工报告 土建施工单位按照设计要求完成某厂房或区域的土建施工所形成的全部记录和文件。建筑施工完工报告内容包括土建工程所有的施工过程说明、竣工图纸、土建施工记录、不符合项报告、过程质量等文件及遗留项目清单。为将完工的厂房或区域移交给系统设备安装，该文件先向安装移交。

安装施工完工报告　安装单位按照设计要求已完成某系统（或子系统）和设备的安装及相关试验所形成的全部文件。安装施工完工报告内容包括安装工程所有的安装过程说明、竣工图纸、安装记录、安装试验报告（机械/电气）、系统边界（机械/电气/仪控）清单及状态、临时部件与设施、不符合项报告、过程质量等文件以及遗留项目清单。为将该系统（或子系统）移交实施调试，该文件应先提交调试审查。

shimo qilengdui hedianchang

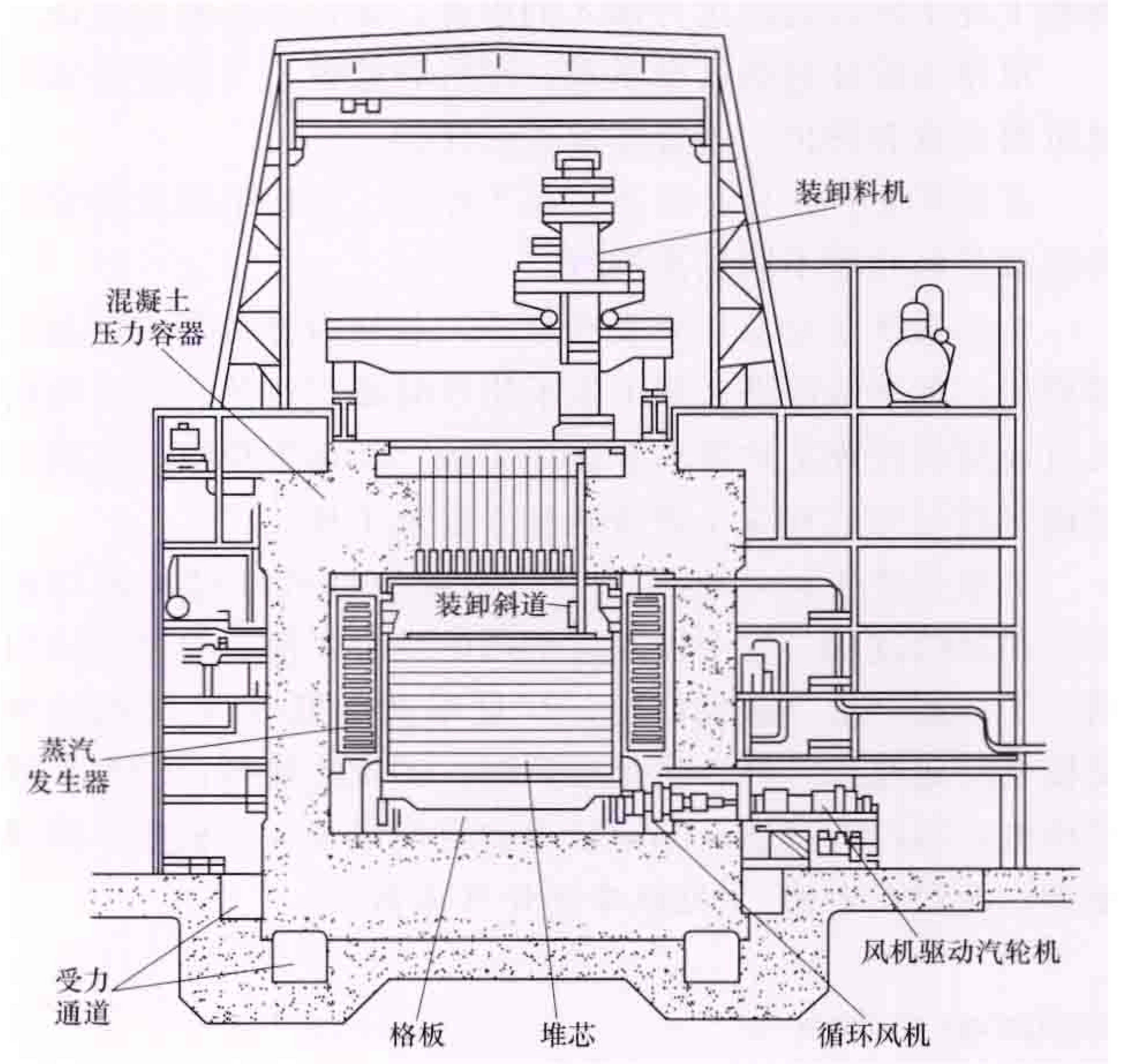
石墨气冷堆核电厂

（graphite-moderated gas-cooled reactor nuclear power plant）　使用石墨作为慢化剂和结构材料、二氧化碳气体为冷却剂、金属天然铀为核燃料，以及镁诺克斯（MAGNOX）合金为燃料棒包壳材料的气体冷却反应堆核电厂。由于石墨中子吸收截面小，慢化性能好，可利用天然铀作为核燃料。石墨气冷堆与石墨水冷堆相比，气体冷却剂能在不高的压力下得到较高的出口温度，可提高核电厂的蒸汽参数，从而提高热效率。但由于镁诺克斯合金包壳不能承受高温，限制了二氧化碳的出口温度，因而限制了反应堆热工性能的提高。此外，石墨气冷堆可以在功率运行状态下连续换料，提高核电厂可用率。

发展简史　在世界核电厂发展初期，一些没有铀同位素（见核素）分离能力的国家如英国、法国等国，曾把这种核电厂作为一种主要核电厂类型而大量建造过。表中列出4座典型镁诺克斯型石墨气冷堆核电厂的主要参数。早在1956年英国就建成了净电功率为50MW的世界上第一座石墨气冷堆核电厂——卡德霍尔核电厂，标志着这种类型核电厂进入商用化。以后在英国、法国、意大利、日本和西班牙等国相继建造和运行了38座，总装机容量共8945MW。

由于这种核电厂运行参数较低，建设投资大，发电成本高，在20世纪60年代已停止建造，有些已停止运行。截至1998年底，运行中的石墨气冷堆共20座，都为英国所有，总电功率为3190MW，占全世界核电厂反应堆总数的4.6%，总电功率的0.9%。

结构　以英国奥德伯里（Old Bury）镁诺克斯型反应堆为例（见图），反应堆堆芯为多边棱柱，对边间距为14.2m，总高为9.8m，其中石墨慢化剂砌体堆芯直径为12.8m，高为8.5m，与反射层和侧向屏蔽一起都支承在一个格板上，再通过垫板把所有载荷传给反应堆容器底部。全部石墨质量约为2060t，内有3308个燃料孔道。从堆芯底部到顶部，每个孔道内安装8根镁诺克斯合金包壳的天然铀燃料棒（直径为28mm，长为972mm），其栅距为197mm。包壳外面有人字形的加肋传热表面和保证燃料棒中心定位用的凸条。含硼控制棒插入堆芯燃料棒孔道之间的管道内。每根控制棒有独立的驱动机构。



镁诺克斯型反应堆布置

典型镁诺克斯型石墨气冷堆主要参数表

核电厂名称	卡德霍尔 Calder Hall	奥德伯里 Old Bury	威尔法 Wylfa	布热1 Bugey
商业运行时间	1956	1967年12月	1971年11月	1972年7月
热功率（MW）	268	925	1876	1954
净电功率（MW）	50	217	475	540
堆芯尺寸，高/直径（m/m）	6.4/9.4	8.5/12.8	91/17.4	9.0/12.2
燃料形状	圆柱棒	圆柱棒	圆柱棒	空心圆柱
燃料富集度	天然铀	天然铀	天然铀	天然铀
燃料装量（t）	110	292	595	520
平均功率密度（MW/m^3）	0.55	0.82	0.9	—
包壳材料	Magnox	Magnox	Magnox	Mg-Zr
冷却剂压力（MPa）	0.765	2.41	2.76	4.23
冷却剂进/出口温度（℃）	150/345	220/360	230/360	221/403
燃料燃耗深度（MW·d/t）	3000～4000	5000	4755	3500
汽轮机主汽门汽压（MPa）	1.5	3.8	4.6	3.3
汽轮机主汽门汽温（℃）	321	393	401	377
热效率（%）	19	27.34	25.78	27

二氧化碳气体经过气体循环风机（主风机）加压后通过屏蔽层内的通道到堆芯底部，然后沿燃料棒流到堆芯顶部。加热后的气体流经屏蔽层的上部，往下通过蒸汽发生器返回循环风机，形成一个回路流动。

4台蒸汽发生器对称地安装在堆芯周围，堆芯和蒸汽发生器之间是一层由石墨和碳钢组成的屏蔽层，每个蒸汽发生器下面有1台轴流式风机，由背压式汽轮机驱动。蒸汽发生器内产生的蒸汽有两种不同的压力，高压蒸汽通

过循环风机驱动汽轮机后返回蒸汽发生器变成过热蒸汽，然后和低压蒸汽混合后进入汽轮发电机组。

shimo shuilengdui hedianchang

石墨水冷堆核电厂 (graphite-moderated water-cooled reactor nuclear power plant) 使用石墨慢化轻水冷却反应堆的核电厂。石墨水冷堆属于压力管沸水型核反应堆。反应堆内由核裂变产生热能，使冷却剂部分汽化。蒸汽经汽水分离后送往汽轮发电机做功发电。

发展简史 石墨水冷堆核电厂是在军用石墨水冷产钚堆的基础上发展起来的。苏联第一座核电厂——奥布宁斯克核电厂就是石墨水冷堆核电厂，它建成于1954年6月，发电功率为5MW。1958～1962年，苏联又在特罗伊茨克西伯利亚核电厂建造6座石墨水冷两用堆（既产钚，又发电），每座堆热功率为600MW，电功率为100MW。

苏联是世界上唯一发展石墨水冷堆核电厂的国家，1964～1967年在别洛雅尔斯基核电厂建成两台示范核电机组。1973年12月，索斯诺维博尔核电厂电功率为925MW的机组投入运行，此后连续建造15台同种规模机组，包括切尔诺贝利核电厂4台机组。925MW的石墨水冷堆核电机组（РБМК-1000）成为当时苏联核电厂两大主力机组之一（另一类机组为压水堆核电机组）。1983年12月，位于立陶宛伊格纳林纳核电厂的电功率为1380MW的石墨水冷堆核电机组投入运行，是当时世界上单堆容量最大的核电机组。

1986年4月26日，切尔诺贝利核电厂事故造成巨大损失，为世界核电发展史上第二起严重事故，从此石墨水冷堆被认为是安全措施不完全的堆型。俄罗斯和乌克兰已决定停止发展这类核电厂，对现有电厂进行改造，设计寿期到后关闭。

结构与工艺 以苏联925MW石墨水冷堆核电机组（РБМК-1000）为例。机组的反应堆热功率为3200MW，电功率为925MW，核电厂效率为31.2%。

堆芯 由为数众多的正方柱形石墨块（截面尺寸为250mm×250mm，高为200～600mm）堆砌而成，组成2488个垂直柱体，石墨柱体构成近似为圆柱形，外面有铝垫块和轻型密封外壳，直径为11.8m、高为7m的堆芯（侧反射层厚1m，端部反射层厚0.5m）。石墨砌体总质量为1700t，置于堆芯下部的金属结构上，金属结构把它的重力传递至混凝土基础。石墨砌体的最高运行温度为700℃，空隙充有缓慢流动的氦、氮混合气体（氦、氮质量比为3∶2），以保护其免遭氧化，并减少热阻，以导出反应堆运行时在石墨砌体中产生的热量（约占总热量的5%），同时配合工艺管完整性监测系统监测单根工艺管的破漏情况。石墨砌体上下及四周有生物屏蔽层。

石墨块内有垂直圆形孔供安装工艺管（同时供安装控制和监测管道）用，工艺管栅距为250mm，共有工艺管道1661根。工艺管外径为88mm，材料原为铝合金，现改为锆铌合金（Zr+2.5%Nb）。每根工艺管内装有束棒形燃料组件2个，每个燃料组件由18根直径为13.6mm、长约为3.5m的燃料棒组成。燃料棒内装烧结UO_2芯块，富集度为2.0%，包壳材料为锆铌合金（Zr+1%Nb）。每个燃料组件含铀114.7kg，堆芯总装载量为180t。图1所示为燃料组件结构。

每根工艺管的最大热功率为2600kW。燃料比功率为17.8MW/t，平均燃耗为20 000MW·d/t。堆芯径向功率不均匀因子为1.48，轴向功率不均匀因子为1.4。

冷却水从工艺管下端进入，温度为270℃，经燃料组件加热至饱和温度，并且部分沸腾产生蒸汽。在工艺管出口处冷却水的平均质量含汽率为14.5%（满功率时），压力约为7MPa，温度为284℃。汽水混合物通过上分组集流管和出水总管流向汽水分离器。

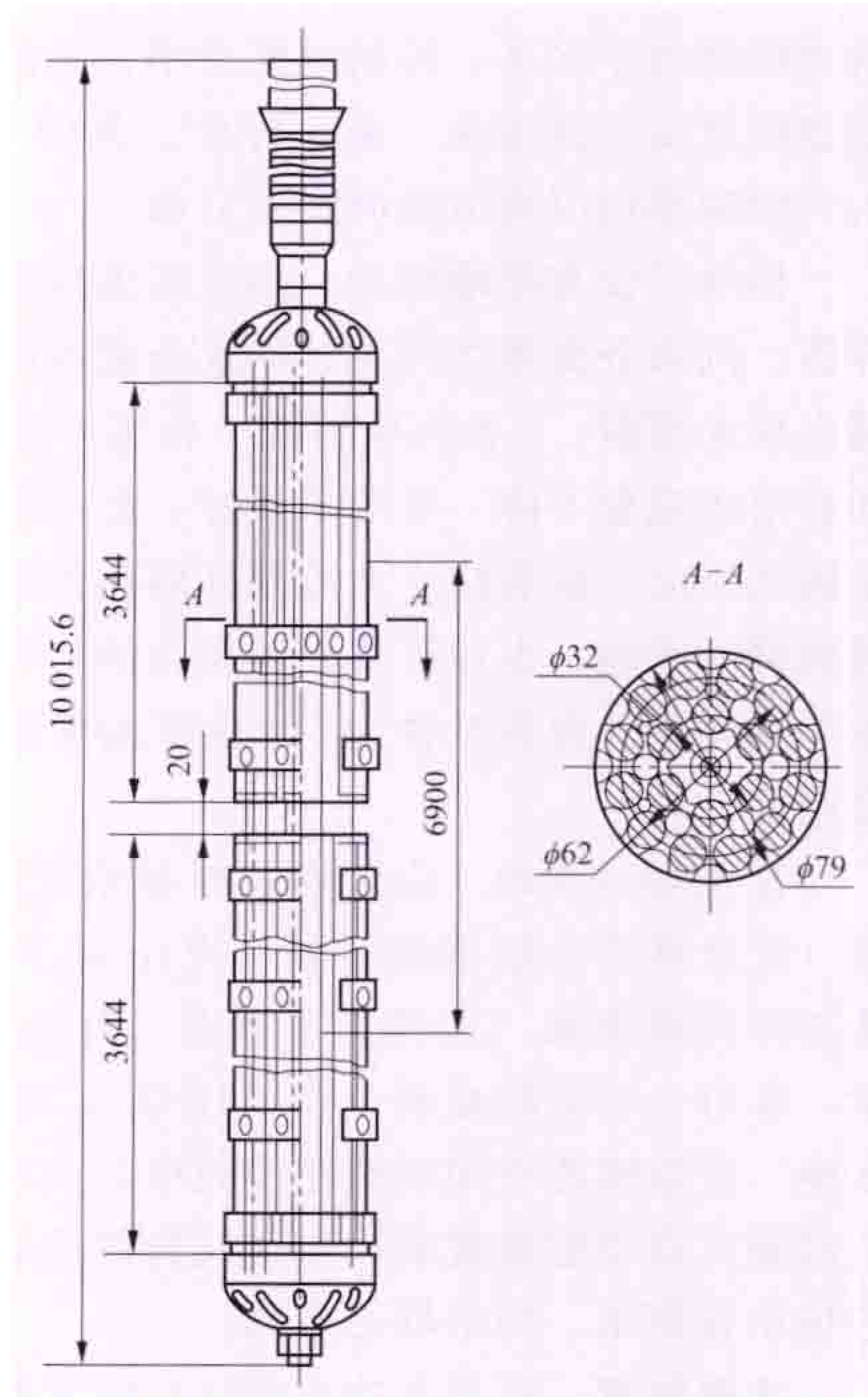


图1 РБМК-1000石墨水冷堆核电机组燃料组件

工艺流程和厂房布置 反应堆冷却剂系统由两个环路组成。每个环路有2台卧式汽水分离器（共4台）和4台主冷却剂泵（其中3台运行，1台备用）。汽水分离器分离后的水和汽轮机乏汽的凝结水混合后，经主冷却剂泵由压力总管和下分组集流管送往各工艺管通过堆芯。汽水分离器分离后的干蒸汽水分含量低于0.1%，压力为6.4MPa，温度为280℃，总流量为5800t/h，送往2台500MW的汽轮机（K-500-65/3000）。汽轮机乏汽经凝汽器、低压加热器、除氧器和给水泵（共5台，其中4台工作，1台备用）送至汽水分离器。工艺流程见图2，主厂房布置纵剖面见图3。

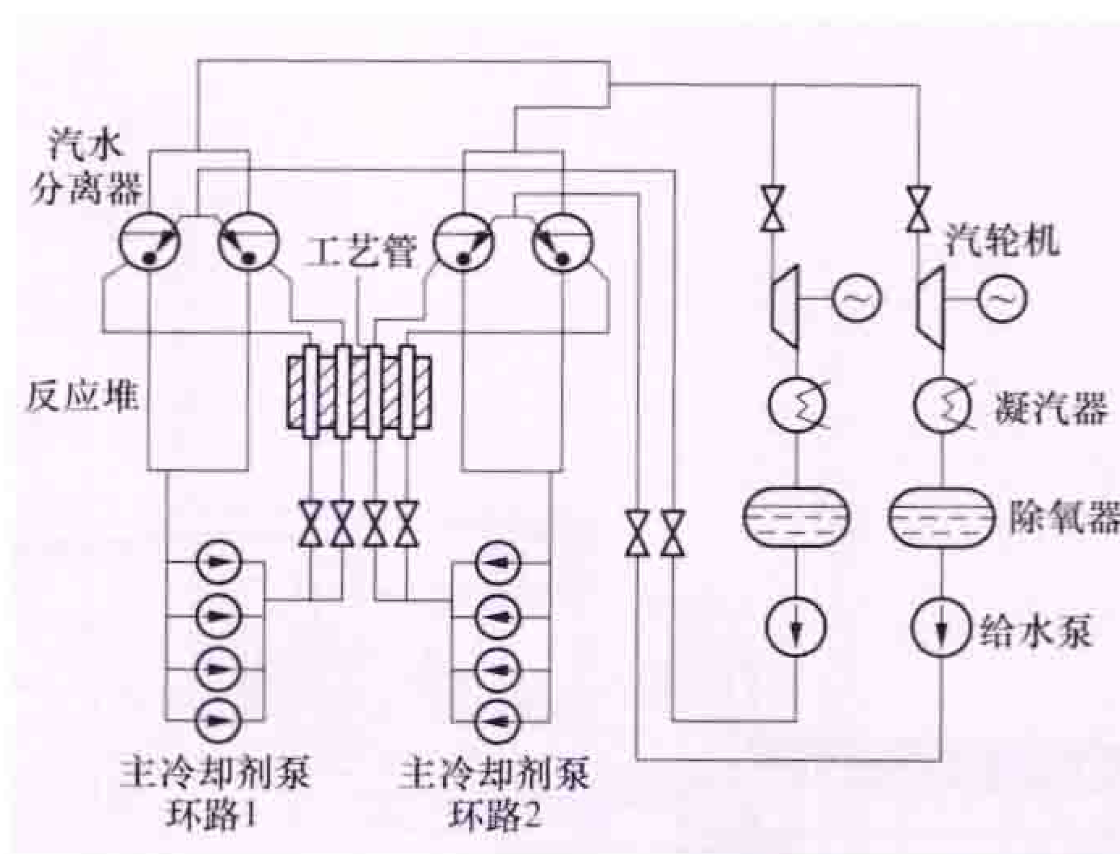


图2 РБМК-1000工艺流程

堆芯监测 设有监测每根工艺管冷却水流量的系统、监测工艺管出口水放射水平的燃料元件包壳密封性监测系统、监测工艺管外间隙抽气湿度和温度的工艺管完整性监测系统，以及监测石墨和金属结构温度的系统，这些系统监测的数据都输入核电厂计算机，以显示和记录，并适时发出报警信号。同时还设有监测堆芯功率分布系统，其监测点为径向130点，轴向84点，输出经处理后在主控制室显示。

控制与保护 设有211根控制棒，短棒24根、自动棒24根（12根用于局部功率控制，另外12根分3组用于平均功率控制）、事故棒24根、局部功率保护棒24、手动棒115

根。控制棒吸收体材料为碳化硼。这些控制棒在装于堆芯垂直圆孔内的独立专用孔道内移动，有独立的冷却回路，用以自动维持功率水平，控制局部功率、起停堆和升降功率，补偿燃耗及反应性变化，紧急停堆。其中 24 根从堆芯下部插入的控制棒用以调节轴向功率分布。

核电厂设有停堆保护，用以在出现短周期、功率超过允许值、汽水分离器高压力、汽水分离器高低水位、冷却剂回路出现大泄漏、2 台汽轮机或 2 台主冷却剂泵同时停止工作和补给水流量下降一半等事故时，自动插入全部控制棒以停止链式反应。设有防止主冷却回路超压的系统，此时将蒸汽排到抑压水池，以保证将回路压力维持在允许水平以下。核电厂还设有 3 台容量各为 5500kW 的柴油发电机组，作为应急电源。

应急堆芯冷却　应急堆芯冷却系统设有 12 台安全注射箱（应急堆芯冷却系统容器，充压至 10MPa）和 6 台应急堆芯冷却系统泵（构成三个回路，每个回路能供给 50%流量，各有一台高压泵和一台低压泵），后者的水源来自抑压水池。应急堆芯冷却系统在出现堆芯主冷却系统事故时，如主回路大直径管道破裂、主蒸汽管道或给水管道破裂，向堆芯供给含硼水，导出堆芯余热。

主要特点　石墨水冷堆核电厂的主要优点：①不需要重型的高压容器和其他大型设备，设备较易制造和运输。②堆芯由相同的单元组成。类似积木块结构，结构灵活，较易扩大或减少堆芯总功率，较易建造大功率核电厂。③采用直接循环方式，不需蒸汽发生器。④能进行单根工艺管道的运行监测，事故时可单独隔离。⑤可实现不停堆更换燃料，从而提高了核电厂可用率。

这种类型核电厂的致命缺点是：在低功率时不具有自稳性，从而降低了核电厂的安全性。石墨水冷堆的燃料反应性温度系数为负值，石墨反应性温度系数为正值，空泡反应性系数也为正值，在满功率下反应堆的净效应是负的，但在 20%功率以下运行时反应堆的净效应是正的，从而使运行不稳定。也就是说，在低功率下发生功率升高的扰动时，会导致反应性增加，从而使功率进一步提高，这是很危险的。

Shijie Hedian Yunyingzhe Xiehui

世界核电运营者协会

（World Association of Nuclear Operators，WANO）　苏联切尔诺贝利核电厂事故后，为交流核电运行经验，提高核电运行安全性和可靠性而成立的一个世界核电运营单位的民间组织。于 1989 年 5 月 15 日在莫斯科正式宣布成立，当时有世界上 144 家电力公司参加，活动经费由各成员分摊。



协会的成立是苏联切尔诺贝利核电厂事故影响的结果。人们认识到，核电厂事故影响太大，核电厂只有具有高度的安全性才能给人类带来利益。实践表明，核电厂的最终安全不仅取决于完善的管理法规，而且主要依赖每一个核电运营单位对核电厂的安全管理，因此，全世界的核电运营单位都有责任改进各自核电厂的安全性能，并相互交流各自成功的运行经验，以期共同促进核电运行安全性和可靠性的提高。

协会的主要活动是：①交流运行经验，收集、甄别、分析、分发与核电厂安全运行有关的事件数据；②交流成功的实践经验；③主持运营单位之间的信息交换、技术互访、研讨、讲学和人员交流。

协会活动通过 4 个地区中心进行，它们是北美的亚特兰大、东欧的莫斯科、西欧的巴黎和亚洲的东京。此外，在英国的伦敦设立了一个小规模的协调中心来加强各地区中心之间以及与国际原子能机构等国际组织之间的联系。每个核电运营单位可参加 4 个中心的任一个或几个，但通常以地域划分就近参加为主。各中心之间以及中心与各成员之间都设有计算机数据通信网络，用于交换与核电运行安全性与可靠性有关的信息。

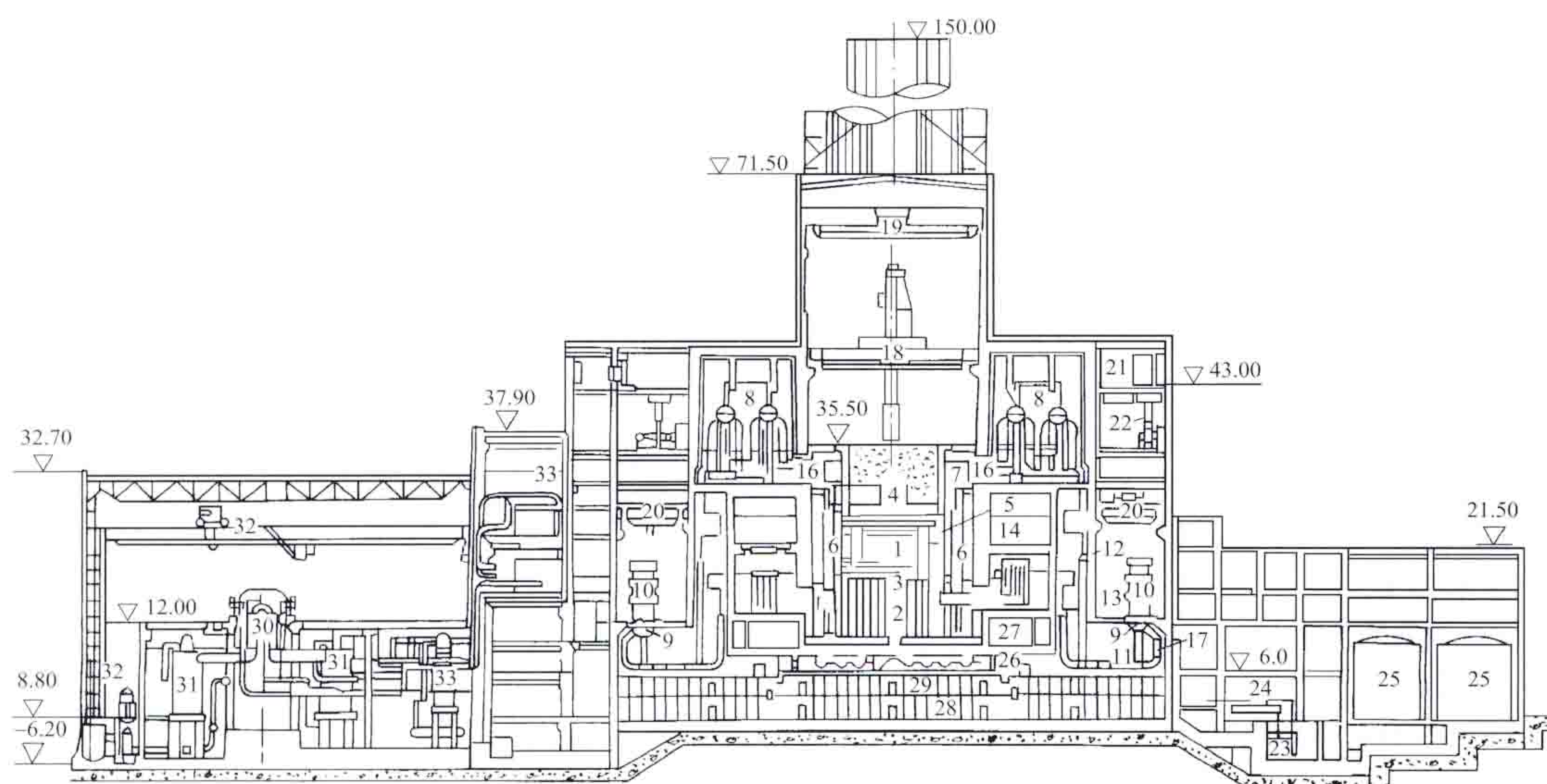


图 3　PБМК-1000 石墨水冷堆核电机组主厂房布置纵剖面

1—石墨砌体；2—S 金属结构；3—OR 金属结构；4—E 金属结构；5—KZh 金属结构；6—A 金属结构；7—D 金属结构；8—鼓式汽水分离器；9—主冷却剂泵；10—主冷却剂泵电动机；11—主隔离闸阀（ϕ800）；12—入口总管；13—压力总管；14—分组集流管；15—下部水传输管；16—汽水传输管；17—主冷却剂回路管（ϕ800）；18—换料机；19—中央大厅吊车（50t/10t）；20—主冷却剂泵房吊车（50t/10t）；21—送风机；22—排风机；23—可控泄漏排放箱；24—可控泄漏热交换器；25—计划预防性维修箱；26—事故封闭区的金属结构和管道；27—下部水传输管室的止回阀；28—事故封闭系统释放阀；29—事故封闭系统冷凝器；30—汽轮机；31—汽水分离再热器；32—汽轮机房吊车（125t）；33—除氧器

Shijie Hexiehui

世界核协会 （World Nuclear Association，WNA）

全球性非政府工业组织，成立于2001年，总部设在英国伦敦。世界核协会的前身是成立于1975年的铀协会，2001年受世界核电工业发展的影响更名为世界核协会，以更多地吸收会员，开展多样化的活动，促进世界核工业的发展。



世界核协会的宗旨是和平利用核能、促进核电产业发展。协会为会员提供宣传的平台，提供4个方面的服务：举办全球论坛，分享核工业发展的知识和见解；推广国际最佳实践，提高企业运营能力；代表核工业界在国际论坛上发表见解；改善企业运营的国际政策和公众环境。

世界核协会通过直接为各企业或整个行业提供效益来支持全球核工业的发展。企业可通过参加协会工作或会议获益；上层集团也可通过参与协会管理机构来引领行业发展。协会成员可经由各种活动、协会和世界核新闻（WNN）的网站以及各官方网站获取市场相关信息与商机，并由此提高效益。为了推动核工业的发展，协会理事会还围绕行业各主要企业为全体成员设立了共同的目标。无论是否是协会成员，都能因此获益。协会在不断发展自身的同时，也在不断完善行业准则。

世界核协会拥有180家成员单位，成员主要包括：几乎世界所有的铀矿开采、铀的化学转化、铀浓缩与燃料制造企业；世界所有的反应堆供应商；主要的核工程、建造和废物管理公司；约占全球90%的核电厂。此外，也有一些会员是为核运输、相关法律、保险、经济业务、工业分析和金融活动提供国际服务的行业成员。法国电力公司、法国阿海珐集团公司、加拿大铀矿公司、通用-日立公司、韩国水力核电公司、日本三菱重工、日本东芝公司、美国西屋公司等世界主要的公司都是其成员单位，中国核工业集团公司、中国广东核电集团有限公司、大亚湾核电运营管理有限责任公司也是其成员单位。

shigu chuli caozuo guicheng

事故处理操作规程 （abnormal and emergency operating procedures） 指导运行人员在机组发生事故，反应堆保护系统触发紧急停堆或专设安全设施起动之后采取后续行动，以缓解事故和限制事故后果的规程。事故处理操作规程包括基于事件导向法的事故处理规程和以征兆（状态）为导向的事故处理规程。

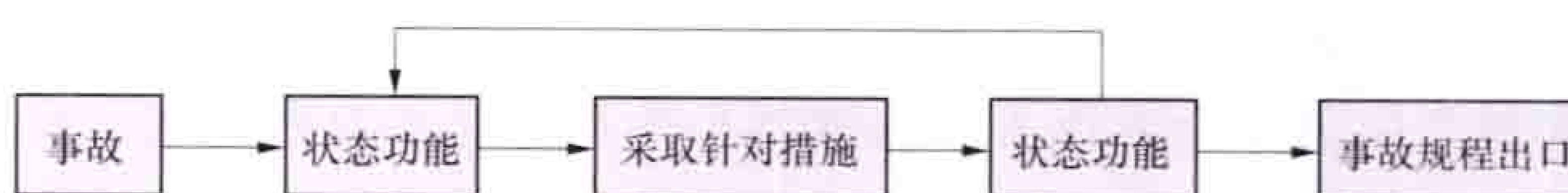
基于事件导向法的事故处理规程 至今世界上众多核电厂采用的事故规程体系仍是基于事件导向法，它们以事故源于一个初始事件的假设为基础，事故规程以不同的初始事件分别编写。事件导向法的事故规程由事故征兆诊断规程、事故处理规程和事故过程的连续监测规程三部分构成。

（1）事故征兆诊断规程。包括安全注射系统起动后的事故诊断规程以及为紧急停堆或出现事故报警后的事故诊断规程。这些规程帮助反应堆操纵员判断事故初因并指导选用适用的事故处理规程。

（2）事故处理规程。按不同的事故初因分类编写，指导运行人员采取正确的应对措施，包括事故处理规程、超设计基准事故规程和严重事故处理规程。事故处理规程又称为A规程，处理第三类工况（重大事故）或第四类工况（堆芯某些损坏事故），如一回路破裂失水事故、蒸汽发生器传热管断裂事故、主蒸汽管道断裂事故等。超设计基准事故处理规程，法国核电厂往往把它们称为H规程（H是法语词汇超设计基准的第一个字母），这些规程处理的事故包括热阱全部丧失、全厂失电、蒸汽发生器失去全部给水等事故。严重事故处理规程又称U规程，涉及堆芯熔化、一回路大破口失水事故后安全壳超压等事故。这些规程以状态为导向，作为事件导向规程的补充。

（3）事故过程的连续监测规程。用来指导在事故结束阶段的长期监测行动。

以征兆（状态）为导向的事故处理规程 在美国三里岛核电厂事故以后，国际核工业界逐渐认识到核电厂的一次事故可能是多重设备故障的叠加，甚至还要加上人为错误，在这种情况下要准确判断事故的唯一初因往往是十分困难的。鉴于此，国际核工业界陆续研究发展一种征兆（状态）导向的事故规程。在征兆导向的方法中，核电厂的安全由一些与核安全相关的装置参数控制，称为征兆。只要所有核安全相关的参数在预定范围内，就能够保证装置安全。征兆导向规程通过确定关键安全功能来克服事件导向法规程的局限性。编制这类规程的逻辑基础是事件的组合可能是无限的；相反，反应堆可能的物理状态却是有限的。反应堆操纵员有可能通过对几个具有代表性参数的监测来辨识反应堆的状态，因此，可以根据反应堆当前的物理状态来采取纠正行动，而无需知道这一状态是由什么事件引发的。征兆（状态）导向法流程见图。



征兆（状态）导向法流程

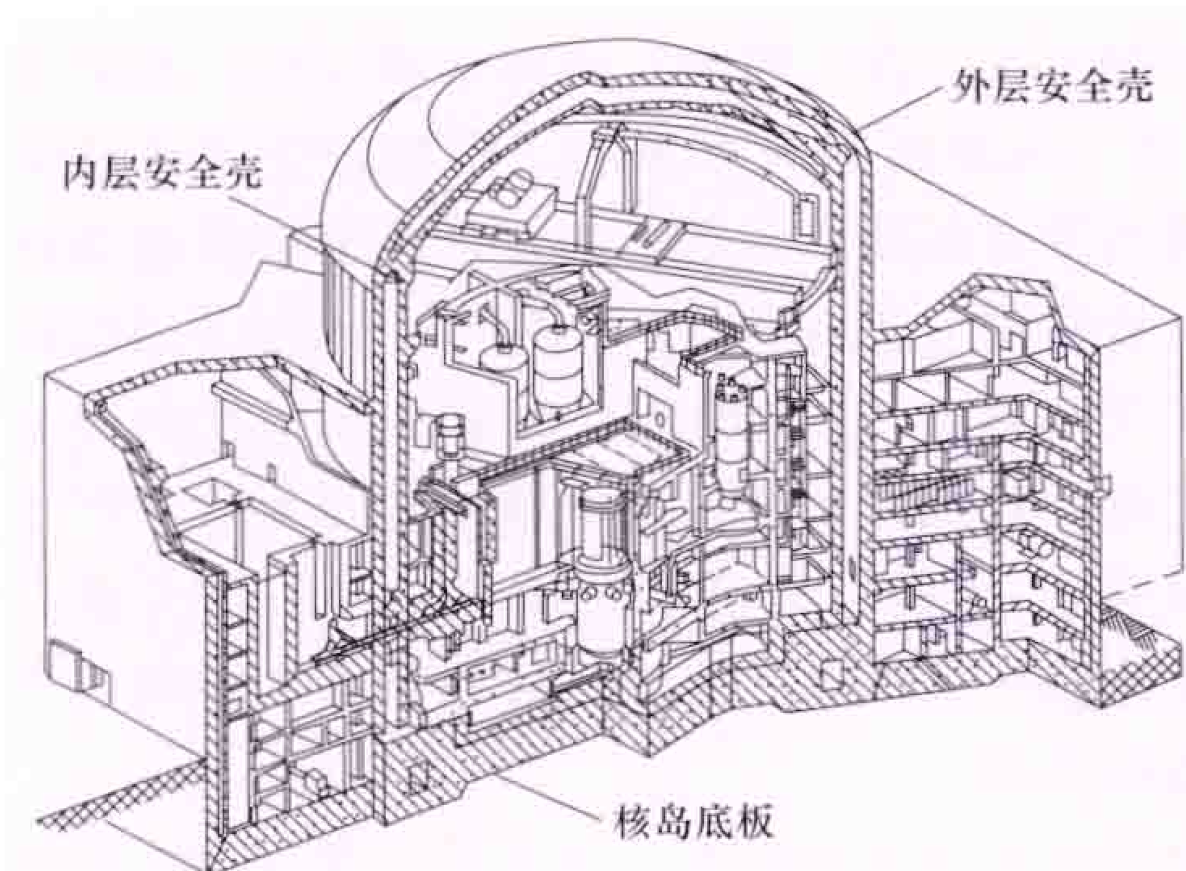
征兆（状态）导向规程中涉及六大状态功能，出现事故后先监测六个状态功能，然后针对它采取措施，采取措施后检查是否达到目标，如果没有达到目标，再次监测六个状态功能并采取针对性措施。通过循环诊断发现非预期故障及人因失误，及时采取合适的纠正措施，使机组尽快回到安全状态。六个主要的状态功能是：①次临界（代表参数：硼浓度、控制棒位、中子通量）；②能量导出（代表参数：一回路压力、堆芯饱和裕度、堆芯出口温度）；③一回路水装量（代表参数：压力容器水位、稳压器水位、堆芯饱和裕度）；④二回路水装量（代表参数：蒸汽发生器水位）；⑤蒸汽发生器的完整性（代表参数：蒸汽发生器压力、蒸汽发生器水位、蒸汽发生器放射性）；⑥安全壳完整性（代表参数：安全壳压力、安全壳温度、安全壳放射性）。

以征兆（状态）为导向的事故处理规程主要包括导向和稳定程序、一回路事故处理程序、二回路事故处理程序、协调员事故处理程序、独立安全监督程序等。

shuangceng anquanqiao

双层安全壳 （double containment） 用来包容压水堆核蒸汽供应系统及某些安全重要系统如安全注射系统的

构筑物。EPR先进压水堆核电厂和田湾核电厂采用双层安全壳结构形式。EPR核电厂是由内层和外层安全壳、共用的钢筋混凝土底板，以及内外层之间的环形空间（环廊）构筑物组成（见图）。按核安全级建筑物和抗震Ⅰ类要求进行设计。



双层安全壳结构

内层安全壳　核电厂反应堆冷却剂系统及其主要辅助系统以及某些安全设施系统布置在安全壳内，要求它设计成能以经受事故条件下所导致的各种静态和动态载荷，包括设计基准事故或发生堆芯熔化、放射性大量释放的严重事故工况下，由于冷却剂喷放所造成的壳内压力和温度升高，保证实现安全壳的完整性和包容性。

内层安全壳是预应力混凝土结构，由基础底板、内衬钢衬里的筒壁和穹顶、设备和人员闸门、管道和电气贯穿件、燃料运输通道和环形吊车梁牛腿组成。其结构基本形式与传统商用压水堆核电厂的安全壳是相同的（见压水堆安全壳）。但由于EPR核电厂安全壳设计不但要考虑设计基准事故，还要考虑严重事故工况下，保证实现安全壳的完整性和包容性，因此，做了如下修改：①加大和提高了安全壳容积、设计压力和温度。在发生设计基准事故下，反应堆冷却剂质能释放产生的安全壳压力和温度都小于其设计压力和温度。在严重事故下12h内不需要安全壳热量导出系统投入运行或在严重事故时能应付100%燃料包壳锆-水反应产生氢的影响，甚至发生低压堆芯熔化事故时，如发生积聚在安全壳内大量氢气发生爆燃情况下，能确保安全壳的完整性和密封性。②底板设计不同。它考虑了在堆芯熔化导致压力容器破损时，底板上设置了堆芯熔融物的收集、扩展和冷却装置，不发生底板熔穿问题，将熔融物包容在安全壳内（见堆芯熔融物收集与冷却设施）。内层安全壳主要设计参数：高度为57.5m，内径为46.8m，筒壁厚度为1.3m，设计压力为0.6MPa（绝对），设计温度为170℃，容积约80 000m³，泄漏率为1%自由容积/24h。

外层安全壳　一个环绕内层安全壳同心圆的钢筋混凝土构筑物。它起到预防可能产生的外部飞射物，如爆炸冲击波、飞机撞击等袭击，保护内层安全壳不被破坏；与内层安全壳一起，在环廊通风系统工作时，进一步降低放射性物质向环境的泄漏率，向环境释放的放射性剂量水平控制在小于国家标准容许的范围内。

外层安全壳与内层安全壳在同一核岛基础底板上。它高约62m，内径为53m，筒壁厚度为1.3m，在环廊负压为620Pa时，最大泄漏率为0.2%自由容积/24h。

环廊　内外安全壳之间宽度约为1m的环形构筑物。由设置的环廊通风系统保持环廊为负压，它收集内层安全壳的泄漏，降低外层安全壳向环境的泄漏量。环廊大气经过滤达到标准后排放。

shuangceng anquanqiao huanlang tongfeng xitong

双层安全壳环廊通风系统　(double containment annulus ventilation system)　EPR先进压水堆核电厂在内外安全壳间的环廊空间设置的通风系统。其功能是：在核电厂正常运行、设计基准事故和严重事故工况下，保持安全壳环廊负压，收集安全壳的泄漏；通过高效粒子过滤器和碘过滤器过滤，将泄漏至环廊内的空气通过烟囱排出，以达到延迟放射性产物释放，减少放射性裂变产物排放的目的。

双层安全壳环廊通风系统由两个实体隔离的100%容量安全系列和一个100%容量的运行系列组成。运行系列由一台高效粒子过滤器和一台风机组成。核电厂正常运行时，该系统连续运行，保持环廊负压，将泄漏到环廊内的空气经过处理后通过烟囱排放。在设计基准事故和严重事故工况下，运行系列通过电动气闸隔离阀切换到两个安全系列运行。每个安全系列由一台高效粒子过滤器、一台碘过滤器和一台风机组成。通过起动安全系列上的风机，将泄漏到环廊内的空气经过滤、除碘处理后，通过烟囱排放。

安全系列系统设计要满足单一故障准则（见安全系统设计准则），实体分隔，其设备和风管要求抗震、抗内外部灾害事件，由安全（应急）电源供电。

shuichui

水锤　(water hammer)　输送液体管道中由于流速突然变化引起的压力急剧变化或波动，是管道瞬变流动中的一种压力波，又称水击。当水泵突然停车或起动、阀门突然起闭、瞬时大流量调节等时，都会出现水锤现象，并伴随产生机械撞击声。

水锤是压力波传播的过程。在稳定流动的钢制管道中，压力为H_0，突然关闭阀门，紧靠阀门的水的流速突然滞止为零。由于水的惯性，水被压缩，管壁膨胀，阀前出现压力升高ΔH，并以1000m/s的波速向上游传播。当压力波到达上游入口时，全管压力变为$H_0+\Delta H$，流速降为零。接着压力波又将向下游传播，管道内的压力将依次经历H_0、$H_0-\Delta H$、H_0的过程。这是水锤引起的一个压力波振荡周期。

水锤产生的瞬时压力可达管道中正常工作压力的几十倍甚至数百倍。这种压力波将导致管道系统产生强烈振动和噪声，严重时会造成管道的损坏甚至断裂。

为防止发生水锤现象，需正确设计管道系统，降低压力波产生的影响，可采取控制阀门开闭速度、设置减压阀等措施。

shuiwen

水文　(hydrology)　核电厂所在地区有关径流、洪水、泥沙、潮汐、海流和波浪等方面的水文条件。核电厂厂址选择时应收集、监测和分析这些方面的水文数据，以判定厂址的适宜性并确定工程设计基准。在选择厂址时，应调查厂址区域天然水体、人工水体和地下水文的主要水文特征，

分析可能对核电厂有严重影响的极端水文事件，分析水体的弥散特征以估算核电厂温排水和低放射性废水在受纳水体中的分布。

水文条件　核电厂厂址所在地区均有其特定的水文条件。对滨河核电厂，以分析陆地水文条件为主。对滨海核电厂，以分析海洋水文条件为主。

（1）水源。核电厂非核安全相关设施的供水标准为保证率97%；对核安全有关的供水，确定设计标准时，应按照保证反应堆在任何条件下均能连续30天维持安全停堆所需的水量。

（2）洪水。须确定厂址地区的设计基准洪水，对厂址受洪水淹没的可能性提出明确的结论。对滨河核电厂，应考虑可能最大洪水、溃坝洪水和冰堵（坝）、滑坡、飘浮物堵塞等潜在自然因素，以及人类活动引发的洪水的不利组合；对滨海核电厂，应考虑风暴潮增水、海啸等各种严重洪水事件和基准水位、风浪作用等的不利组合。

（3）低水位。应分析可能最严重干旱、风暴潮减水、海啸（湖涌）减水和挡水建筑物被破坏，以及区域内水量利用规划等自然事件和人类活动对于安全相关的冷却水源的影响，考虑其不利组合，以确定厂址设计基准低水位。

（4）厂址岸段、滩槽稳定性。应对核电厂寿期内的变化趋势进行调查和分析，包括设计岸段、滩槽演变的周期性与非周期性变化，年内、年际冲淤变化，水流及河（海）床的自动调整作用，天然演变与人类活动影响的演变等。

（5）其他水文参数。对与核电厂设计安全有关的其他水文现象，如暴雨、泥石流、积雪和冰冻等，必须确定有关这些事件的设计基准。

确定设计基准　研究的区域范围包括对水文事件及其特性有影响的所有地区，研究方法是收集厂址所在区域内的历史资料，分析其可靠性、准确性和完整性。当厂址所在区域无资料时，应建立合适的水文气象模型或可采用与该厂址所在区域相类似的其他区域的适用数据。确定设计基准应采用概率论法与确定论法，并将两种方法的计算成果综合论证分析确定。

（1）概率论法。对历史事件序列资料的统计分析，依据样本系列确定其分布函数，以研究水文变量出现不同数值的可能性。在推求罕见设计洪水（低水位）时，为确保安全，应在结果上附加安全保证值。

（2）确定论法。利用经验模型或描述系统的物理关系为基础的模型，用以确定洪水（低水位）可能的上（下）限值而不考虑其发生概率。为了得到保守的估算，输入参数必须采用合理的极值或保守值，并应考虑区域的特征和做出工程判断。

当厂址地区水文特征的设计基准外部事件不是由外界条件所形成的单一严重事件时，必须考虑多种事件的不利组合，以及组合概率、各种次要事件对设计基准外部事件严重程度的相对影响。在选择组合时，需要做出工程判断。

shunfa linjie

瞬发临界

（prompt criticality）　仅瞬发中子就能使产生链式裂变反应的介质或系统达到临界。当 $0<\rho$（反应性）$<\beta$（缓发中子份额）时，不仅要靠瞬发中子，还必须依靠缓发中子的作用，才能使反应堆达到临界，此时称为缓发临界。可控的反应堆临界都是缓发临界（见缓发中子）。当反应性 $\rho=\beta$ 时，称为瞬发临界，$\rho>\beta$ 时，称为瞬发超临界。此时，在反应堆内，单靠瞬发中子就能使链式裂变反应持续进行下去，缓发中子的存在并不会影响已由瞬发中子引起的链式裂变反应。瞬发中子的寿命很短，对热中子反应堆为 $10^{-3}\sim10^{-4}$ s。此时，反应堆周期非常短，反应堆功率 1s 内急剧增长若干数量级。在这种情况下，反应堆实际上已无法控制，甚至可导致反应堆堆芯熔化事故。所以实际运行的反应堆一定要严防瞬发临界和瞬发超临界。

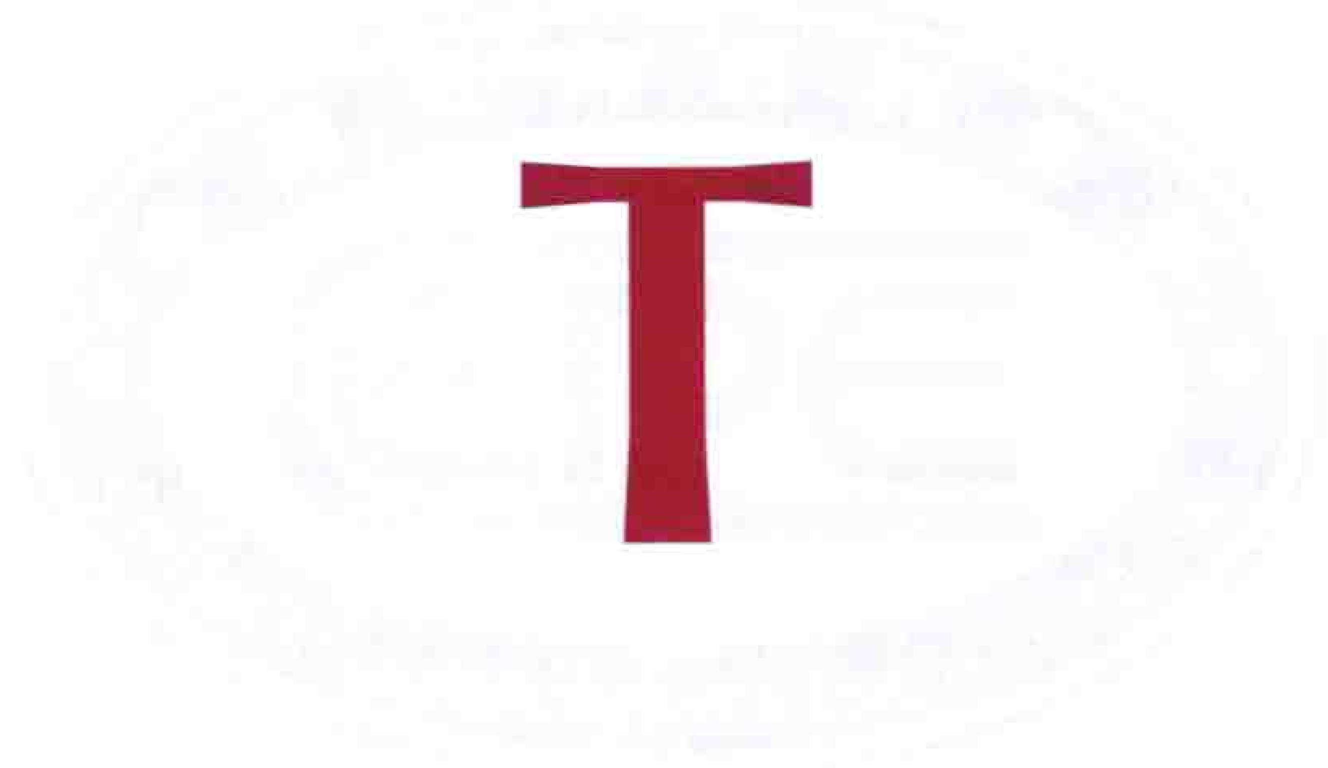
songtuo bujian jiance

松脱部件检测

（loose parts detection）　对反应堆内松动部件的脱落情况进行检测，以保证反应堆的安全运行。

反应堆出现的松动脱落部件，在一回路水流的冲击下，会与一回路压力边界的内表面或堆内构件进行撞击而产生声爆，这种声爆与正常运行时由一回路冷却剂和反应堆本体结构的作用，以及主泵扬程的脉动所造成的本底噪声相比，有明显的区别。

松脱部件检测系统是噪声诊断的一种具体应用。例如，在蒸汽发生器下封头热段侧管板上下两侧的安装块上安装2个加速度传感器，在蒸汽发生器管束顶部附近壳体上的安装块上安装1个加速度传感器。位于反应堆本体上封头的3个加速度传感器用螺栓固定在顶端的吊耳上，3个吊耳呈120°的间隔分布，并由短螺栓进行固定，在反应堆底部，3个加速度传感器固定在制造时就焊在反应堆容器上的安装块上。当出现松动脱落部件时，加速度传感器将检测出上述声爆信号，这些信号经调制及1～20kHz的带宽过滤、放大，由松动脱落部件检测器将其均方根值与标准值比较，以判断松动脱落部件所在的部位及其质量（一般可测量到0.1～2kg的松动脱落部件）。



Taishan Hedianchang

台山核电厂 （Taishan Nuclear Power Plant） 位于广东省台山市赤溪镇，一期工程建设2台单机容量为1750MW的核电机组，规划建设6台。业主为中国广东核电集团公司和法国电力公司共同投资设立的台山核电合营有限公司，负责生产运营和管理，并承担最终的核安全责任。台山核电厂一期工程采用中外合作、共同设计、共同建设的模式，并实现全面技术转让。在由中广核工程设计有限公司与法国阿海珐等企业组成的设计联合体中，中方承担的设计工作和供货份额超过50%，核岛主设备国产化比率达50%。常规岛设计供货由中方牵头的联合体承担。常规岛汽轮发电机组制造中，中方份额达到2/3。

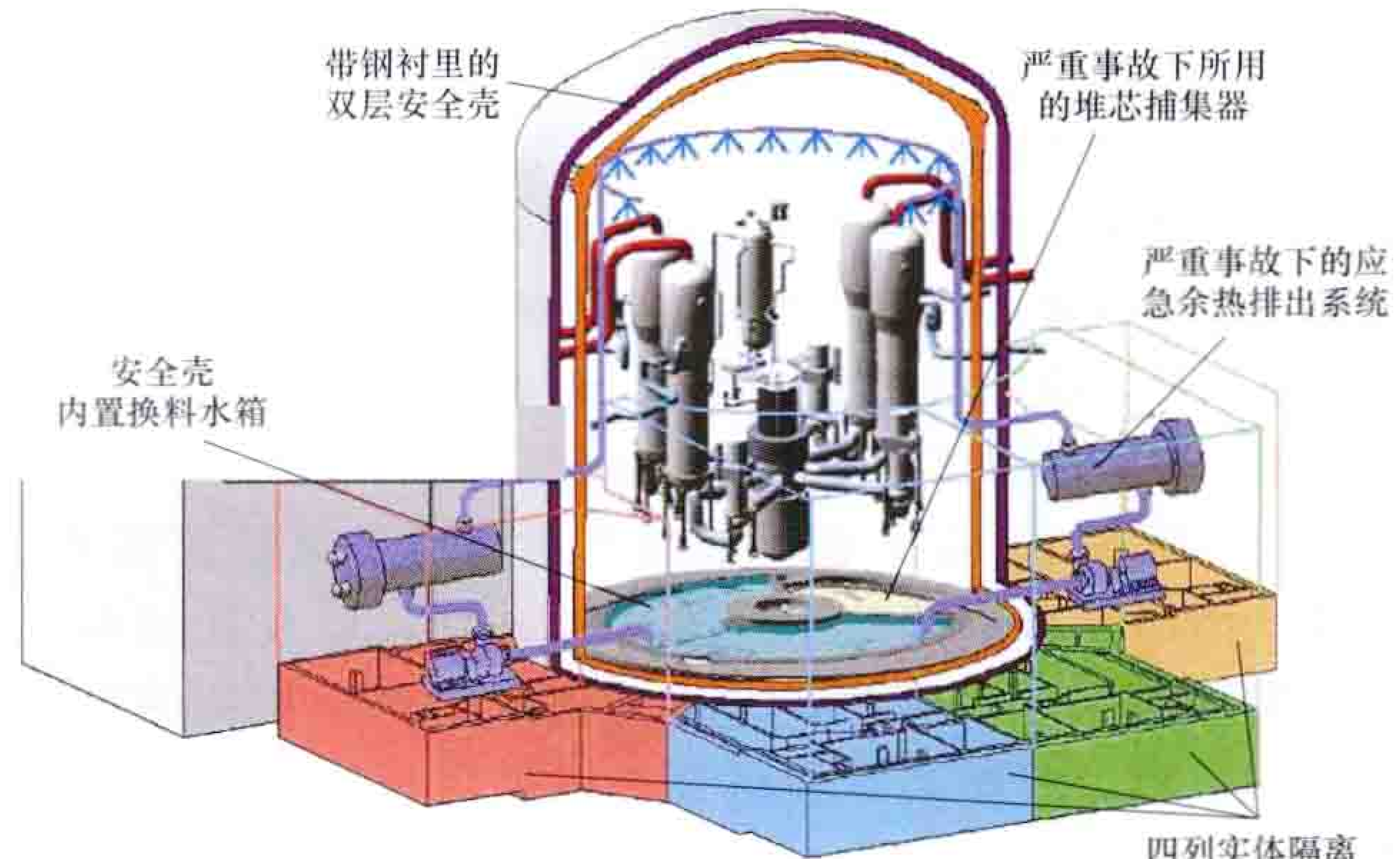
台山核电厂1、2号机组分别于2009年11月18日、2010年4月15日开工，预计1号机组将于2013年12月建成投产，2号机将于2014年10月建成，两台机组建成后，年上网电量约为260亿kW·h。

机组为中法联合设计、共同建造的基于欧洲第三代压水堆技术的CEPR，该设计充分吸收了法国N4核电厂和德国KONVOI核电厂的设计、建造和运营的成熟经验，以及先期开工的芬兰与法国的EPR工程进展中的经验反馈，并结合国内标准体系应用和CPR1000核电项目建设的良好实践，满足中国法律法规的相关要求。其主要设计参数见表。

台山核电厂系统主要设计参数

电　厂　类　型	四环路压水堆
设计寿命（年）	60
额定热功率（MW）	4590
最大连续额定电功率（MW）	1750
燃料组件形式	AFA-3GLE
燃料组件数	241
平均卸料燃耗（MW·d/t）	60 000
热工设计流量（kg/s）	22 255
设计运行压力（MPa）	15.5
平均线功率密度（W/cm）	166.7
压力容器进出口温度（℃）	295.2/330.0
主蒸汽总流量（kg/s）	2604
双层安全壳，内层安全壳净容积（m^3）	约80 000
安全壳设计压力（MPa）	0.55

CEPR设计具有如下特点：①适当降低燃料线功率密度，加大了热工安全裕量；②加强能动系统，增加冗余度，并实现了4个安全系列的完全实体隔离，减少了系统之间的接口，提高了可靠性；③全面考虑严重事故的预防和处置能力，设置了稳压器上2列专设严重事故卸压阀、用于严重事故的安全壳喷淋系统、2套应急柴油发电机组、双层安全壳、安全壳内置换料水箱和堆芯捕集器，见图。全工况的堆芯损坏概率（CDF）约为7×10^{-7}/(堆·年)，远优于设定的安全目标值。



台山核电厂安全系统

tanhuayou

碳化铀 （uranium carbide） 在铀-碳二元系中有UC、UC_2和U_2C_3三种化合物，只有UC在熔点2763K以下无相变。UC晶体呈NaCl型面心立方结构，理论密度为13.61t/m^3。UC的含铀密度高达12.96t/m^3，比二氧化铀UO_2高25%～30%；熔点为2580℃；在1237K时的热导率为21.7W/(m·K)，约为UO_2的8倍，且几乎不随温度升高而变化；UC在高温和高燃耗下有很好的辐照稳定性，故被认为是性能优越的新型核燃料。UC与水发生作用，但与钠不起反应，因此，UC燃料可用于液态金属冷却快中子增殖堆。UC燃料的缺点是：比UO_2燃料易肿胀；包容裂变气体的能力比UO_2燃料差。

在反应堆内使用时，UC燃料的最高工作温度为1773K，远比UO_2燃料的低。即使在燃耗为80 000MW·d/t时，裂变气体释放量只有30%～50%，约为UO_2的1/2。保存在燃料内的裂变气体使燃料肿胀，引起燃料与包壳的机械相互作用，可能导致包壳破损。为改进燃料棒性能，将有效密度限制为80%理论密度，线功率低于90kW·m^{-1}。在辐照到更高的燃耗时，观察到奥氏体不锈钢的碳化，但不会使包壳性能变坏。试验也表明：UC与Na、Ta、Zr及Ti等材料可相容到1273K。所以，只要元件设计时采用较宽的芯块-包壳间隙，并用Na结合代替He结合来增加辐照稳定性和提高传热效率，碳化物是有望用作快中子增殖堆燃料的。印度的FBTR快中子堆就采用（U，Pu)C固溶体作为燃料。

UC燃料可由铀和石墨在电弧炉里直接反应并铸成富碳锭，然后在高温H_2中脱碳制成，或在高温真空中由碳还原高纯UO_2制成。为获取化学计量的UC，要严格掌握组分的配料制度和细心控制反应参数。由于UC的化学性质活泼，易与水、空气发生反应，影响成品质量，操作UC必须在充

有惰性气体的手套箱中进行。UC粉末易燃，粉碎时需用三氯乙烯保护。

Tianwan Hedianchang

田湾核电厂 (Tianwan Nuclear Power Plant) 位于江苏省连云港市高公岛，是中国和俄罗斯依据双方于1992年12月签署的关于在中国合作建设核电厂的政府协议而进行的大型核能合作项目。双方有关机构于1996年10月16日和1997年12月29日分别签订了《中俄合作建设连云港核电厂的协议》《连云港核电厂总合同》。田湾核电厂全景见图。

田湾核电厂1、2号机组分别于1999年10月20日和2000年9月20日开工建设，2006年5月12日、2007年5月14日并网发电，2007年5月17日、2007年8月16日投入商业运行。

田湾核电厂由1997年12月18日成立的江苏核电有限公司负责建造与营运。该公司的股东方为中国核工业总公司(1999年后为中国核工业集团公司)50%股份、江苏省电力公司20%股份、江苏省国际信托投资公司20%股份和中国华东电力集团公司10%股份。

第一期工程建设两套俄罗斯AES-91型压水堆机组，包括WWER-1000/428反应堆装置和K-1000-60/3000汽轮机组，是在原WWER-1000型机组的基础上进行了一系列改进，使安全性、可靠性和经济性均有提高。该设计考虑了田湾核电厂的厂址特征。



田湾核电厂全景(汪兆富 提供)

俄罗斯原子能建设出口公司提供核岛和常规岛的主要设备，承担反应堆厂房、安全厂房和蒸汽间的安装以及核电厂调试工作，并提供工程咨询和人员培训。中方负责核电厂的部分设计工作，提供部分材料和设备，并负责全部土建施工和其余厂房的安装工程。

田湾核电厂的技术特点主要有：采用德国KWU的全数字化仪控系统，设置双层安全壳，能动安全系统由4个完全独立和实体隔离的通道组成，设置了严重事故下堆芯熔融物收集与冷却设施(又称堆芯捕集器)。主管道的设计应用"先漏后破漏(LBB)"概念，可省去笨重的防甩限位架。每台机组的反应堆热功率为3000MW，发电机终端出力为1060MW。堆芯采用全锆格架，以改善燃料的经济性。田湾核电厂机组主要技术参数见表。

田湾核电厂机组主要技术参数

项　目	参　数
反应堆热功率	3000MW
堆内燃料组件数	163
平均燃耗	43000MW·d/t
环路数	4
主回路压力	15.7MPa
冷却剂入口/出口温度	291℃/321℃
蒸汽发生器蒸汽压力	6.3MPa
二回路蒸汽温度/给水温度	278℃/220℃
汽轮机布置方案	2LPC+HPC+2LPC
转速	3000r/min
发电机终端出力	1060MW

tiaoshi dagang

调试大纲 (commissioning program) 为保证核电厂调试活动安全、有序地进行而编写的纲领性文件。调试大纲明确了核电厂系统、设备试验目的和方法，是核电厂调试工作的总体框架。调试大纲编制的依据为HAD103/02《核电厂调试程序》、HAD003/09《核电厂调试和运行期间的质量保证》等。

调试大纲的主要内容包括调试目的、调试的基本原则和应具备的条件、调试阶段划分及各阶段的主要试验内容、调试文件、调试组织机构、职责分工及人员资格要求、调试监督和试验结果审查、调试计划和进度控制、调试管理(包括调试的接口和分工等)、调试项目清单，以及调试有关活动的说明。

调试大纲的制定和执行必须满足安全分析报告中的设计要求(包括安全限值、安全系统整定值、运行限值与条件等)，明确营运单位和国家核安全局要求的审查要点。调试大纲由营运公司编写，提交国家核安全局审查。在制订和实施整个调试大纲期间，核电厂营运单位必须和国家核安全局保持密切的联系，并接受国家核安全监管部门的检查与监督。

tiaoshi jihua

调试计划 (commissioning plan) 为保障调试活动安全、有序、高效地进行而对调试活动做出的一系列时间安排。调试计划是根据工程二级网络进度计划，按照调试阶段的划分以及调试任务，进行逐层分解、细化后形成的。调试计划的主要种类有调试三级进度计划、调试阶段实施计划、专项调试计划和调试例行计划(包括年度、月度计划和日工作计划)等，下一级计划必须满足上一级计划的要求。

调试计划是整个核电厂工程建设进度计划管理的重要内容之一，在编制调试进度计划之前，要充分掌握有关资料，包括核岛、常规岛和电厂配套设施的供货合同和安装合同、设计文件、调试大纲、试验程序等文件。对于在建核电厂，应充分借鉴参考电厂的经验。

制定调试计划应注意三个基本要素：①调试活动的分解。按系统分解为单体(部件、单设备)试验和系统性能

试验，系统性能试验按核电厂状态分解为装料前冷态、热态无核试验和装料后带核试验。②调试活动的逻辑关系。一个系统内部，单体试验是系统性能试验的先决条件；在系统外部，某些系统可用是这个系统性能试验的先决条件；对于综合性试验，需要多个系统甚至整个核电厂处于某种特定工况才能实施。③调试活动的工期。必须按工程二级进度计划的要求，反映出关键点和里程碑日期，这往往是根据以往核电厂（特别是参考电厂）的建设和调试经验确定的，是以合同的形式为有关各方所认可的，因而也是不可轻易更改的。

调试活动的起始日期应与安装合同中规定的系统安装结束日期相衔接，工期的长短还可以用参考电厂实际发生的工期来校核。一座千兆瓦级的双机组压水堆核电厂，从第一个单系统调试开始直到第一台机组投入商业运行的典型工期为25个月；一台机组从冷态功能试验开始至商业运行的典型调试工期为12个月左右。

tiaoshi wenjian

调试文件 (commissioning documents) 为实施核电厂系统冷态、热态试验与装料后核电厂起动调试所编制的各类管理文件、技术文件及记录。

调试管理文件 包括调试大纲和调试管理程序等文件。

调试大纲 为保证核电厂调试活动安全、有序地进行而编写的纲领性文件，用于指导核电厂调试组织机构的建立、调试活动管理和调试的实施。(见调试大纲)

调试管理程序 为保证调试活动能以安全、有效并有章可循的方式进行，是核电厂开展和实施调试活动所必须遵循的书面文件。调试管理涉及所有与安全、质量有关的调试活动，包括调试组织机构和职责分工，调试人员培训和授权，参与调试的各单位、部门之间的接口管理，以及调试文件控制、调试计划管理、调试实施管理、调试安全与质量管理等程序。调试管理程序明确规定了单位、部门或成员的责任，实施调试活动的流程和要求。

调试技术文件 主要包括试验程序（调试规程）和调试报告。

试验程序 经有相应资质的人员审批后供试验执行用，作为调试项目具体实施的细则和方法，又称试验规程，其编写依据是设计文件（如安全分析报告、系统设计手册、系统调试大纲、调试导则等）和设备运行维护说明书，以及有关国家、行业标准。

调试规程 作为调试项目具体实施的细则和方法，其内容包括试验目的、测量仪表和专用试验设备、专门预防措施、试验条件、初始状态、试验步骤、恢复、验收准则及附录等。调试规程由调试部门组织编写并经审批生效后方可用于进行调试试验。

调试报告 包括试验报告和调试总结报告。试验报告是在试验完成后根据收集的试验数据并进行计算、分析和评价而形成的调试结果性文件。调试总结报告是在某一调试阶段的试验实施工作完成后，将该阶段试验实施情况、试验中发生的异常事件进行总结和评价，编写成调试阶段总结报告。该报告要提交国家核安全局审评，决定是否可以开展下一阶段的调试工作，在调试工作全部完成后，编写该机组的调试总报告，作为申请核电厂运行许可证（见核安全许可证制度）的辅助文件。

调试记录 一般包含在调度报告或调试活动的其他记录中，其中一些经调试验证的程序和参数可作为编制运行文件的依据。

必须制定关于文件的编写、标识、审查、批准、发放、分发和修订等管理措施，以保证调试文件的有效性。

tiaoshi zhiliang baozheng dagang

调试质量保证大纲 (commissioning quality assurance program) 营运单位实施核电厂调试的全部质量保证工作的纲领性文件。核电厂负全面责任的营运单位对制定和有效实施核电厂调试质量保证大纲负责。

调试质量保证大纲是核电厂营运单位向国家核安全局提交的核电厂首次装料批准书（见核安全许可证制度）的申请文件之一，适用于从机组安装结束到商业运行为止。在核电厂投入商业运行前，需进行调试，以证实核电厂部件、系统和构筑物能否正确地执行其功能，并消除缺陷。调试质量保证大纲提供了对所有调试工作实施管理的方法，目的是保证调试按核安全法规规定的质量要求进行。

调试质量保证大纲的主要内容包括：①质量保证政策声明，包括质量方针和质量目标；②明确组织机构、职责、权限等级和内外联络渠道，包括责任的交接和移交；③调试执行和验证所需文件的管理，包括制定调试文件编写、标识、审查、批准、分发和修订的规定和要求；④设计管理，主要是调试期间现场修改（包括计算机软件）和技术条件变更作出规定；⑤调试程序、细则和图纸控制，试验程序的审查必须有设计代表参加；⑥设备管理，包括设备的标识、维护保养、采购以及测量与试验设备的标定；⑦场地管理和清洁度控制，设备系统封闭前对人员进出实施控制，尽量减少外来物的污染以保持设备、系统和环境的清洁度；⑧对调试实施过程的检查、监督以及调试记录和试验结果的审查；⑨记录控制，包括记录的分类、产生、收集、储存保管和处置；⑩调试期间对发生的不符合项进行管理，包括发生有损质量的任何重大情况所采取的纠正措施；⑪为保证核电厂试运行时所必需的有计划和有组织的活动，包括辐射防护、环境监测、放射性废物处理、应急和安全保卫等方面的管理。

tinggong daijiandian

停工待检点 (hold point) 在相应的文件（通常为质量计划）中规定的对某个特定操作的监督检查点。停工待检点是质量控制点的一种。在采购合同中应规定停工待检点的等待时间，制造厂或安装单位以书面形式正式通知监督方，在监督方指定人员不在场时不得进行操作，除非预先有授权机构的书面许可。只有经监督方指定人员到场监督检查并许可后，才能进行该停工待检点以后的工作。(见质量计划)

tongfengshi dinaiyaxing anquanqiao

通风式低耐压型安全壳 (vented low pressure containment) 用以包容反应堆压力边界，有一定气密性，

可承受设定压力，设有抗压、防火、气密的屏蔽闸门、电缆及管道贯穿件的钢筋混凝土舱室，也称包容体。为它配套服务的有正常运行时的负压通风系统、一回路失压时的爆破膜排放系统、事故后的负压通风过滤排放系统等。通风式低耐压型安全壳是高温气冷堆设置的防止放射性释放的第三道屏障。

采用通风式低耐压型安全壳源于高温气冷堆安全设计的特点：堆芯燃料元件包含数以亿计的大量微小包覆颗粒，包覆颗粒在正常运行和事故工况下破损率很低，绝大部分放射性裂变产物均包容在包覆颗粒中，氦气中放射性含量很低；在后果相对比较严重的一回路破口事故下，对于模块式高温气冷堆，不需要应急堆芯冷却系统，堆芯余热也可通过热传导、热辐射等自然机制载出到反应堆压力容器之外，而且堆芯燃料最高温度不会超过设计限值，不会出现放射性大量释放的后果。堆芯活性区和结构材料由耐高温的陶瓷材料构成，其巨大的热容使得反应堆在丧失冷却剂的情况下升温缓慢，允许升温的裕度很大，而且随着余热不断衰减，最终的燃料最高温度不会超过设计限值。

通风式低耐压型安全壳对应一回路舱室，属混凝土结构构筑物，提供对安全系统的实体防护、对反应堆和蒸汽发生器进行支撑、屏蔽堆芯放射性等功能。

反应堆正常运行时，安全壳由负压通风系统有序组织受控排放，可减少向环境的放射性剂量；一回路失压事故时迅速释放的氦气不能冷凝，虽体积流量很大，但由于放射性含量很低，其排放放射性不超过允许限值，采用爆破阀爆破直接排放。事故后，失冷失压的堆芯缓慢升温，升温过程中会有附加放射性释放，这时由于爆破阀已动作排放，安全壳内压力已恢复到接近常压，通过起动事故后负压通风过滤排放系统重新建立负压通风，经高效过滤器和除碘器进行过滤排放，向环境的放射性释放低于规定标准。

tongweisu

同位素 (isotope) 见核素。

tu

钍 (thorium) Ⅲ_b 族锕系放射性化学元素，符号为 Th，原子序数为 90，原子量为 232.04，一种可转换核素。1828 年由瑞典科学家 J.J. 伯齐利厄斯 (Jons Jakob Berzelieus, 1779—1848) 发现并以雷神 (Thor) 命名。1898 年，居里夫人 (Marie Sklodowska Curie, 1867—1934) 和 G.C. 施米特 (G. C. Schmidt, 1856—1949) 各自独立发现钍有放射性。迄今发现钍有 30 种同位素 (^{209}Th～^{238}Th)，天然的有 6 种 (^{227}Th、^{228}Th、^{230}Th～^{232}Th、^{234}Th)。^{232}Th 是最主要的天然同位素，其半衰期为 1.4×10^{10} 年；其他 5 种仅以痕量作为锕、钍和铀的短寿命衰变产物存在。^{232}Th 俘获热中子后，经两级衰变生成易裂变核素 ^{233}U，因此 ^{232}Th 可应用于转换或增殖反应堆中。

钍在地壳中含量约为铀的 3 倍。钙还原 ThO_2 或电解 ThF_4 可生产海绵或粉末钍，碘化钍热分解可制得高纯钍。钍的密度是 11.72t/m^3 (298K)，熔点为 2028K，沸点约为 5061K。在所有元素中，钍有最宽的液相区温度间隔（熔点到沸点）。钍有面心立方 α 相和体心立方 β 相两种同素异形体，相变温度为 1673K。钍可用各种标准方法加工，但难以焊接。

钍原子的电子结构为 [Rn] $5f^0 6d^2 7s^2$，在大多数化合物中呈 +4 价氧化态。纯钍为银白色金属，但长期暴露在大气中由于生成氧化物而变灰直至黑色。粉末钍能在空气中自燃，对水有较好的抗蚀性，不溶于稀酸和氢氟酸，但溶于发烟的盐酸、硫酸和王水中。硝酸能钝化钍，但加入少量氟离子催化可使钍完全溶解。苛性碱对钍无作用。钍能与所有非金属元素生成化合物，且易于合金化。所有氧化物中二氧化钍 (ThO_2) 熔点最高 (3573K)。

Th^{4+} 是高电荷的阳离子，几乎能与所有的阴离子形成络合物。在一定条件下，钍络合物的稳定性与其他金属有很大差异，钍的化学工艺过程中，浸取、萃取和分析方法等就是利用这种差异。

二氧化钍是制作灯纱罩、高级透镜、氩弧焊电极的原料，也用来细化钨丝晶粒、强化镍合金 (TD 镍) 以及作化工催化剂。铀 (钚)-钍或钍的氧化物或碳化物是 HTGR、LWR、PHWR（高温气冷堆、轻水堆、加压重水堆）等反应堆的钍燃料，合金 Th-U-Zr 和 Th-20Pu-4U-8Zr 是有前景的快堆燃料，$Li^7F + BeF_2 + ThF_4 + UF_4$ 是熔盐增殖堆燃料。

tuokamake zhuangzhi

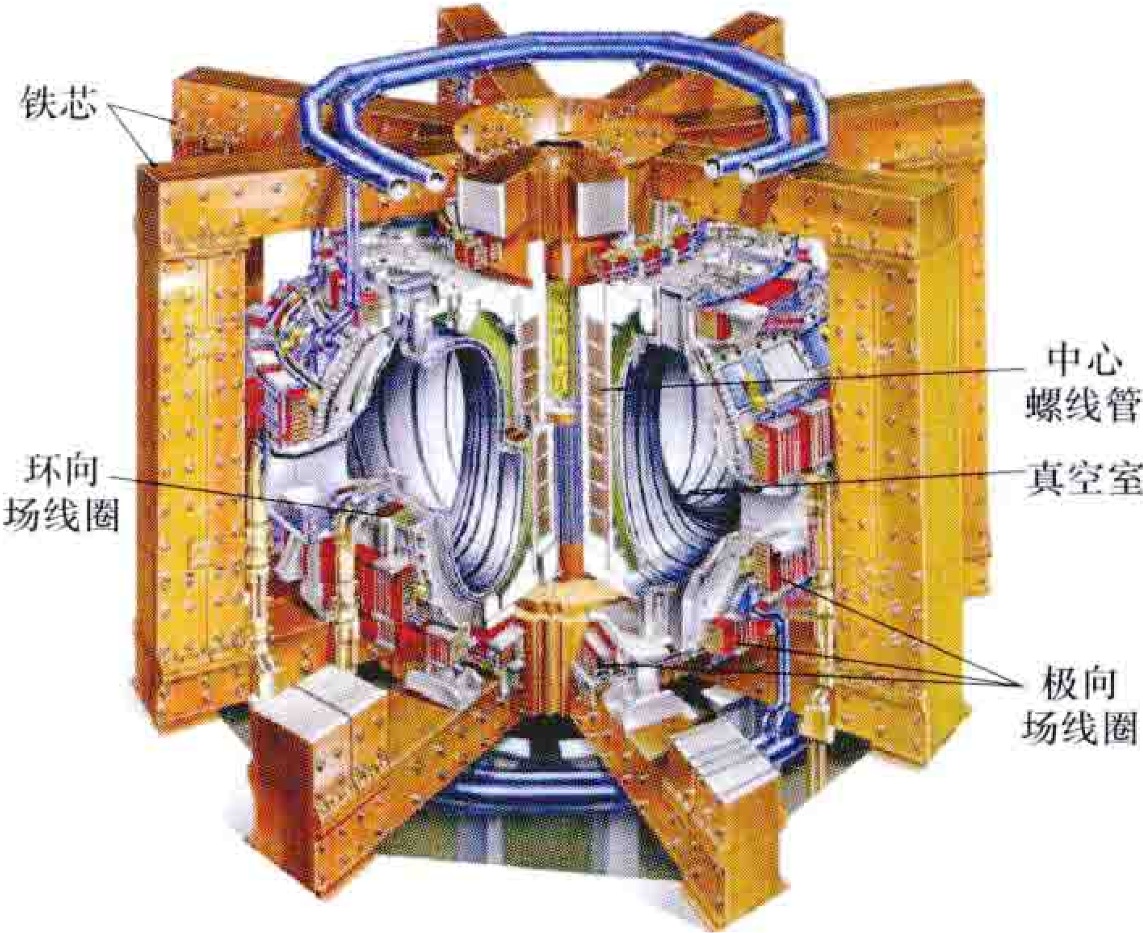
托卡马克装置 (TOKAMAK device) 用环向磁场与等离子体电流产生的极向磁场合成的磁场位形，来约束轴对称环形高温等离子体的磁约束装置，又称环流器，是俄文环形磁容器 (Тороидальная Камера в Магнитных Катушках) 的缩写。托卡马克装置具有磁力线旋转变换和磁面结构嵌套特征的磁场位形，是磁约束装置中等离子体综合参数最高、最有希望建成核聚变反应堆的装置类型。20 世纪 60 年代，苏联科学家建成了第一批托卡马克装置。后来，欧共体、美国和日本又建成了多个不同规模的托卡马克装置，其中最大的三个装置（欧洲联合环 JET、美国托卡马克聚变实验堆 TFTR 和日本托卡马克和 JT-60U）的等离子体参数达到或接近能量得失相当条件。JET 和 TFTR 装置已进行氘-氚核聚变反应实验，并在几秒内获得超过 10MW 的聚变功率输出。中国从 20 世纪 70 年代起建成几个小型装置。核工业西南物理研究院于 1984 年建成并成功运行中型装置中国环流器一号 HL-1，1995 年将其改建为环流器新一号 HL-1M，2002 年利用德国赠送的 ASDEX 装置主机部件建成偏滤器托卡马克装置 HL-2A，正在建造 HL-2M 装置。中国科学院等离子体物理研究所将苏联 T-7 超导托卡马克装置改造成可进行广泛实验研究的超导托卡马克装置 HT-7，实现了 400s 长脉冲放电，2006 年又建成非圆截面全超导托卡马克装置 EAST。这些装置的建造和实验研究，使中国磁约束核聚变研究达到世界先进水平。

原理 在托卡马克装置中，欧姆线圈的电流变化提供产生、建立和维持等离子体电流所需要的伏秒数（变压器原理）；极向场线圈产生的极向磁场控制等离子体截面形状和位置平衡；环向场线圈产生的环向磁场保证等离子体的宏观整体稳定性；环向磁场与等离子体电流产生的极向磁场一起构成磁力线旋转变换的和磁面结构嵌套的磁场位形来约束等离子体。同时，等离子体电流还对自身进行欧姆加

热。等离子体的截面形状可以是圆形，也可以与偏滤器（位于真空室内部的边缘区域，通过产生磁分界面将约束区与边缘区隔离开来，具有排热、控制杂质和排除氦灰等功能的特殊部件）位形结合设计成 D 形。在托卡马克装置上，已可通过大功率中性束注入加热和微波加热使等离子体达到和超过氘-氚有效燃烧所需的温度（$>10^8$K），最高已达 4.4×10^8K。加大装置尺寸，约束时间大致按尺寸的平方增大。此外，还可通过提高环向磁场、优化约束位形和运行模式来提高能量约束时间。实验结果表明，托卡马克装置已基本满足建立核聚变反应堆的要求。

装置的主要部件和子系统　包括磁体（环向场磁体及极向场磁体）、真空室及其抽气系统、供电系统、控制系统（装置控制和等离子体控制）、加热与电流驱动系统（中性束和微波）、喷气及弹丸注入系统、偏滤器及孔阑、诊断和数据采集与处理系统、包层系统、氚系统、辐射防护系统、遥控操作与维修系统等部件（子系统）。虽然强磁场能提高约束性能，但受工程技术和材料限制，环向磁场一般为 2～8T；为了获取稳定的核聚变能输出，托卡马克型聚变堆最终要采用超导磁体（稳态运行要求），为此要增加杜瓦、冷屏和低温制冷系统。为将等离子体加热至需要的温度，大型装置的总加热功率为几十兆瓦，国际热核实验堆装置的加热功率为 73～130MW。

现状及前景　只有同时达到密度（$>10^{14}$ cm^{-3}）、温度（$>10^8$K）及能量约束时间（>1s）三个条件（或聚变三重积 $>10^{22}$ cm$^{-3}\cdot$K$\cdot$s）时，才能实现氘-氚自持核聚变反应。这三个条件已经在不同的装置上分别达到或超过，但还没有在一个装置上同时达到或超过。JET（见图）和 JT-60U 装置基本达到能量得失相当条件（$Q\approx1$），JET 的氘-氚实验还得到 17MW 聚变功率输出。实验研究还发现多种改善约束的模式，根据这些模式，托卡马克型核聚变反应堆的经济性能还可以进一步提高。基于 50 多年来在等离子体理论、物理实验研究和工程技术上取得的重大进展，由七方共同参与的超大型国际合作项目国际热核实验堆（ITER）计划已经进入工程建造阶段。



欧洲联合环 JET 装置结构简图



力不足，则加强该物项使其能承受这种影响。②用非能动措施（如屏障）或能动措施（如触发关闭阀门的检测仪）来保护该物项。③在另外地点设置冗余物项，两者之间有足够的分隔距离。④限制损坏的后果。如果受影响区域是局部的，但不局限于某一特定部位，必须分析哪些功能可能受损害；如果受影响区域是全厂性的，如地面运动、气云、爆炸等，位于厂区内任何部位的安全重要物项可能同时受影响，则需要采取专门措施加固这些物项，或对这些物项提供保护。

为防止外部人员进行任何危及安全的活动，要采取一切合理的预防措施，包括在厂区设立有武装警察在内的专门保卫机构负责核电厂保卫。

waibu shijian

外部事件　(external events)　核电厂厂区外导致安全重要物项损坏或对核安全存在潜在威胁的事件。核电厂外部事件包括外部自然事件和外部人为事件。国家在对核电厂厂址选择和设计的核安全审评中将包括对外部事件的评价。

外部自然事件　见核电厂厂址选择、地质、地震、气象、水文。

外部人为事件　为保证核电厂足够的安全，核电厂设计必须遵照HAF100《核电厂厂址选择安全规定》和HAF102《核电厂设计安全规定》中规定的准则，使与外部事件有关的放射性风险不超过源自内部事故引起的放射性风险，确定区域内可能导致核电厂放射后果的外部人为事件的潜在因素，以及为防止这种放射后果而提出适当的核电厂设计基准。影响核电厂安全的外部人为事件的潜在源，包括固定源（如化工厂、炼油厂、仓库和管线）和移动源（如海陆空中的运输工具）两类，可能引起产生影响的事件有：空气压力波，飞射物撞击，热（火），烟雾和灰尘，爆炸的和易燃的气体或尘埃云，腐蚀性、毒性和放射性的气体及气溶胶和液体，地面震动，洪水、缺水，地面沉降（或塌陷）。此外，厂区外部发生未经批准的活动甚至骚乱，也可能威胁核电厂的安全。

外部人为事件评价　是否确定将某外部人为事件列入设计基准，取决于需要考虑的外部人为事件的类型和影响。当初步筛选不能表明事件发生的概率足够小时，需要作详细的评价，以确定是否将该事件选作某特定核电厂的设计基准事件，以及是否要为该事件确定设计参数。设计时不要求作专门考虑的事件，应符合下列条件之一：①引起安全重要物项破坏的概率足够小；②重要安全物项破坏而导致不能接受的放射性后果的概率足够小；③前两项概率的乘积足够小。

外部人为事件防护　特定核电厂需要考虑的人为事件确定后，应评价这些事件及所有可信的二次效应对核电厂的影响，以确定其对人员和安全重要物项的潜在影响，并在必要时进行防护。可以用概率论法、确定论法或两种方法的组合来确定外部人为事件发生的可能性，以及防护这些事件的设计要求。切实可行的设计方法是组合使用概率论和确定论两种方法以确定设计输入参数，并用确定论方法进行设计，以使尽量减少设计工作的复杂性，并足以保证不会因为人为事件对公众健康和安全造成过度的风险。

安全重要物项的防护方法有：①如果某一物项的固有能

wenyaqi

稳压器　(pressurizer)　压水堆核电厂一回路中提供汽相空间来调节和稳定系统工作压力的装置。核电厂正常运行时，稳压器在有关辅助系统配合下，把一回路压力控制在正常或规定范围内。稳压器顶部设置安全阀和卸压阀，提供一回路的超压保护（见压水堆冷却剂系统）。此外，稳压器还有热力除气作用，除去反应堆冷却剂中不凝结的气体、裂变产物和有害气体。

工作原理　当核电厂负荷阶跃降低时，反应堆冷却剂温度瞬时升高，体积膨胀，部分冷却剂通过波动管流入稳压器，使稳压器内蒸汽空间减小，压力升高。此时，比例喷淋阀自动开启，主管道冷段内的冷却剂喷入蒸汽空间，使部分蒸汽凝结，从而抑制压力的上升。如遇负荷阶跃降低较多、100%甩负荷，或在反应堆冷却剂系统发生超压瞬态工况，喷淋阀全开仍不能抑制压力上升，当压力升高到某一整定值时，卸压阀会开启。当压力继续升高到一回路的超压保护整定值时，安全阀会自动开启。卸压阀和安全阀开启将蒸汽排入卸压箱（AP1000先进压水堆核电厂将蒸汽排入安全壳内置换料水箱），从而防止一回路超压。

当核电厂负荷阶跃上升时，反应堆冷却剂温度瞬时降低，体积收缩，部分冷却剂通过波动管流出稳压器，使稳压器内蒸汽空间增大，压力降低。此时，后备电加热器自动投入，产生蒸汽，从而抑制压力的下降。

核电厂正常运行时，有一定流量的连续喷淋，使稳压器的水空间和波动管内持续有小量水流，以保持稳压器水空间温度稳定和水质均匀；同时有一定功率的电加热器连续运行，以补偿稳压器散热损失和连续喷淋的热损失。

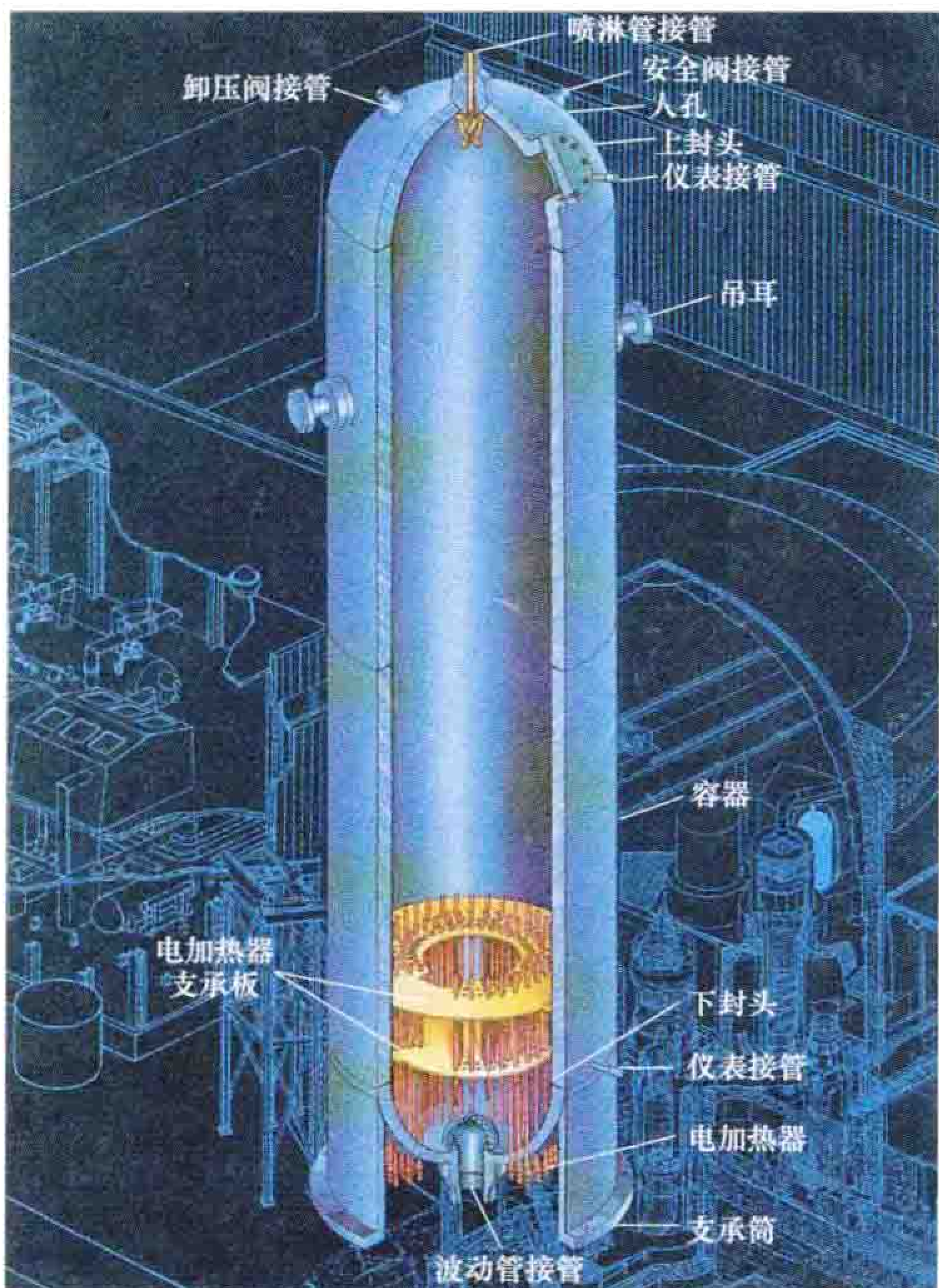
结构　由容器以及附设在容器上的电加热器、波动管、喷淋器、卸压阀和安全阀等组成（见图）。

容器　立式圆筒形，上下端各有一半球形封头，通过筒式支座支承。材料为低合金钢，内壁堆焊约6mm厚的奥氏体不锈钢，有时局部堆焊镍基合金，与各管道材料相匹配。下封头中央有波动管与主管道热段相连接。上封头设有喷淋管接管，可进入容器进行检修的人孔，装有2～3个连接安全阀的管嘴和一个连接专设卸压阀的管嘴。有的稳压器在容器上部内壁加装一套筒，以防止喷淋水直接喷到内壁而引起热应力。

电加热器　布置在波动管周围。通常为从底下插入容器的直径约为22mm的镍基合金管，上端封闭，内装镍铬合金电热丝，并用氧化镁填实；下端有气密的接线柱，与布置在下

封头的套管机械连接或焊接。套管用冷装或胀接固定，并与下封头焊接。容器内的下部通常设两块支承板，作为电加热器的横向支承，并改善波动水出入的流动状态。

波动管　通常在容器底部中央与下封头相连接，也有做成在下部通入容器后向下弯曲的。前一种结构在进入容器处装有分流孔板，与电加热器支承板配合以改善波动水与稳压器水的混合，并防止稳压器内的杂物进入主系统。



稳压器结构

喷淋器　容器上封头中央有喷淋管与主管道冷段相连接。喷淋管端部装有一个或几个喷淋器。喷淋器通常为螺旋式，流体通过螺旋槽时流速升高，流出时由惯性离心力作用形成细水滴。喷淋器设计要求流量大、压降小、水滴细。在设计流量下，喷淋器、喷淋管和管件以及调节阀的总压降，连同喷淋管道的位差压头，要小于主管道冷段和热段的压差。

卸压阀和安全阀　安全阀一般采用弹簧加载的先导装置的阀门，卸压阀一般采用电磁卸压阀。卸压阀和安全阀的接管布置在喷淋管周围。

性能要求　容积、电加热器功率和喷淋流量等是影响稳压器设计性能的主要因素。

容积　稳压器内的水空间及蒸汽空间约各占一半。设计总容积应使：①水容积和蒸汽容积在反应堆冷却剂体积波动时能提供所要求的压力变化范围。②水容积应在10%阶跃增负荷时使电加热器上部不露出水面。③蒸汽容积应在10%阶跃降负荷时使水位不致达到高水位停堆的高度，在100%甩负荷时水位不致升高到安全阀和卸压阀接管的高度。④在核电厂负荷阶跃变化过程中，不考虑化学和容积控制系统对冷却剂体积变化的补偿。但在核电厂负荷线性变化过程中，由稳压器补偿的体积变化为70%，由化学和容积控制系统补偿的体积变化为40%。其中10%为裕量。电功率为1000MW的压水堆核电厂稳压器的容积通常为40m^{3}左右，为反应堆冷却剂总体积的15%～20%。

电加热器功率　电加热器总功率根据核电厂起动时要求的稳压器内升温速率（一般取30℃/h）决定，其中包括系统结构材料的吸热、建立蒸汽空间过程中排出的热量以及散热损失。电功率为1000MW的压水堆核电厂稳压器的电加热器总功率通常在1500kW左右，其中连续运行的电加热器功率占总功率的5%左右。单根电加热器的功率通常为20～25kW。

喷淋流量　最大喷淋流量应使波动流入时系统压力变化在预定的范围以内（如20kPa），最小连续喷淋流量应能保持波动管、喷淋管及其管件内的介质温度在规定范围内。

wuyanxing zhuanbian wendu

无延性转变温度

（nil-ductility transition temperature，T_{NDT}）　材料由延性断裂完全转变为脆性断裂时的温度，又称脆性转变温度。当温度低于T_{NDT}时，钢材在破断前无变形，且起始裂纹很易通过弹性应力区传播。对于压力容器铁素体钢，长期强中子辐照可使该值升高。当运行工作温度低于$T_{NDT}+33℃$时，压力容器就可能产生脆性破坏，必须特别注意。

无延性转变温度可用落锤试验法求得，在工程上则采用参考无延性转变温度（RT_{NDT}）。它是由夏比（V形缺口）冲击试验确定的。方法是：①选定一个T_{NDT}，该温度等于或高于落锤试验得到的无延性转变温度；②当温度等于或低于$T_{NDT}+33℃$时，在一组（3个）冲击试样中，每一个夏比V形缺口冲击试样的横向膨胀量均大于0.9mm，吸收能量大于68J时，则该选定的T_{NDT}就被认为是参考无延性转变温度；③如果不能满足②的要求，可进行一组补充夏比V形缺口冲击试验，测定满足②要求的温度T_{CV}，这时参考无延性转变温度$RT_{NDT}=T_{CV}-33℃$。



xianjin qingshuidui

先进轻水堆 (advanced light water reactor, ALWR)

20世纪90年代开始研发的、安全性和可靠性得到显著改善的、符合美国《电力公司要求文件》(URD)或《欧洲电力公司要求》(EUR)的新一代轻水堆，又称第三代轻水堆。压水堆和沸水堆合称轻水堆。轻水堆是核电厂应用最广泛的堆型。在全球投运的核电机组中轻水堆（包括压水堆、沸水堆）约占82%。

先进轻水堆的开发基础源自于：①大量已有的核电开发、建设和运行的经验总结。②大量的核安全研究成果，特别是概率安全技术的发展大大深化了对核电安全的认识。③对核电厂严重事故的研究。④计算机辅助设计技术的发展，使得在核电厂设计阶段就可以对核电厂建造、维修、试验、检查和运行等进行系统性优化。⑤建造技术的新发展，如模块化、敞顶吊装等有利于缩短工期。⑥数字化控制和保护系统的发展，大大简化了接口，并显著改善了主控制室的人机界面。在这些技术的支持下，在设计过程中通过对核电先进性、成熟性、安全性和经济性要求的综合平衡及系统性优化，完成了一些新机型的研发。

开发先进轻水堆的目的是进一步提高核电厂安全性和核电厂经济性。与传统轻水堆相比，先进轻水堆最显著的技术特征是设置了较完备的预防和缓解严重事故后果的安全措施，因此其安全性比商用主力第二代轻水堆机组有明显提高。根据概率论安全分析的计算结果，第二代轻水堆堆芯损坏概率（CDF）约为1×10^{-4}/(堆·年)，大量放射性释放概率（LRF）约为1×10^{-5}/(堆·年)。URD对先进轻水堆相应概率提出的要求降低了一个量级，而已设计出的几种机型的相应计算概率结果显示可以达到更低水平。

美、法、德、日及其他一些国家的核电供应商相继开发出若干先进轻水堆机型。其技术主要沿着改进型先进轻水堆和革新型先进轻水堆两个不同的方向发展：①改进型先进轻水堆。在沿用现有轻水堆成熟技术的同时，基本上采用能动安全系统，改进并新增预防和缓解严重事故后果的安全措施。这类机型通常采用降低燃料棒线功率密度、增加系统水装量、增加实体隔离的安全系列、设置双层安全壳和堆芯熔融物收集系统等措施来提高核电厂安全可靠性；同时通过加大单堆功率到1500MW或更高、加深卸料燃耗和延长换料周期、缩短停堆换料时间、延长机组设计寿期至60年等来提高机组经济性。代表机型有法德合作研发的欧洲压水堆（EPR）、美日合作研发的先进沸水堆（ABWR）、俄罗斯开发的AES-2006、美韩联合开发的APR1400等。②革新型先进轻水堆。突破传统安全设计理念，采用非能动专设安全设施来降低堆芯损毁概率和大量放射性释放概率，大幅度提高机组安全性；采用简化系统、减少安全级设备数量、模块化设计和建造、延长换料周期、延长核电厂设计寿命、尽可能提高机组功率等来提高核电厂经济性。代表机型为AP1000、ESBWR等。

ABWR　世界上唯一取得了良好运行业绩的第三代沸水堆机型。日本已有4台ABWR机组投运。它们是日本柏崎·刈羽核电厂6、7号机组（1315MW），分别于1996年11月和1997年7月投入商运；滨冈5号机组（1267MW）和志贺2号机组（1206MW）分别于2005年1月和2006年3月投入商运。日本岛根核电厂和大间核电厂各有一台ABWR机组分别于2007年10月和2010年5月开工建设。中国台湾2台1375MW的ABWR机组于1999年开工兴建。

AP1000　20世纪80年代后期，美国西屋公司在其压水堆设计和运行技术基础上，开始了电功率为600MW的非能动先进压水堆AP600的研发。西屋公司对非能动安全系统进行了大量的试验研究，并编制了许多安全分析计算程序，于1998年9月获得美国核管制委员会（NRC）的最终设计批准。1999年12月，西屋公司在AP600基础上，进一步开发电功率为1250MW左右的AP1000设计，将技术成熟性、安全性、经济性三者更好地结合起来。2005年12月，AP1000第15版设计控制文件（DCD）获得NRC批准。2006年12月16日，根据中国第三代核电机组国际招标的结果，中国国家核电技术有限公司与西屋联合体签署《中国核电自主化依托项目合作备忘录》。2007年7月24日，由中国国家核电技术有限公司、三门核电有限公司和山东核电有限公司作为联合采购方，共同与西屋联合体签署了《核电自主化依托项目AP1000核岛合同》，正式启动三门和海阳两个厂址AP1000核电厂项目建设。2009年4月，三门核电厂1号机组浇灌第一罐混凝土（见AP1000先进压水堆核电厂）。2011年12月，NRC重新颁发对AP1000的DCD文件第19版的修正设计证书，并于2012年2月正式批准在佐治亚州VOGTLE核电厂扩建2台AP1000核电机组，即VOGTLE 3号和4号核电厂。

EPR　由法国法马通和德国西门子公司于1991年开始联合设计开发，以法国N4核电厂（见图1）和德国KONVOI核电厂（见图2）为主要设计参考。以满足EUR中提出的设计要求，1998年完成初步设计，2000年11月在完成初步设计评审后向法国核安全当局递交了设计详细技术导则。2003年12月，芬兰电力公司签订了世界第一台EPR核电机组建设合同。法国第一台EPR核电机组于2007年1月浇筑第一罐混凝土。中国第一台EPR核电机组于2009年在广东台山正式开始建设。

截至2012年底，AP1000和EPR还没有一台机组建成运行，其先进性和安全性尚待实际验证。日本福岛核电厂事故发生后，先进轻水堆设计在应对极端外部事件叠加条件下确保机组应急电源和水源供给、预防安全壳内发生氢爆等方面又作了许多改进。一些采用能动与非能动相结合安全技术的先进轻水堆机型正在研发之中。



图 1 法国 N4 核电厂（俞卓平 提供）

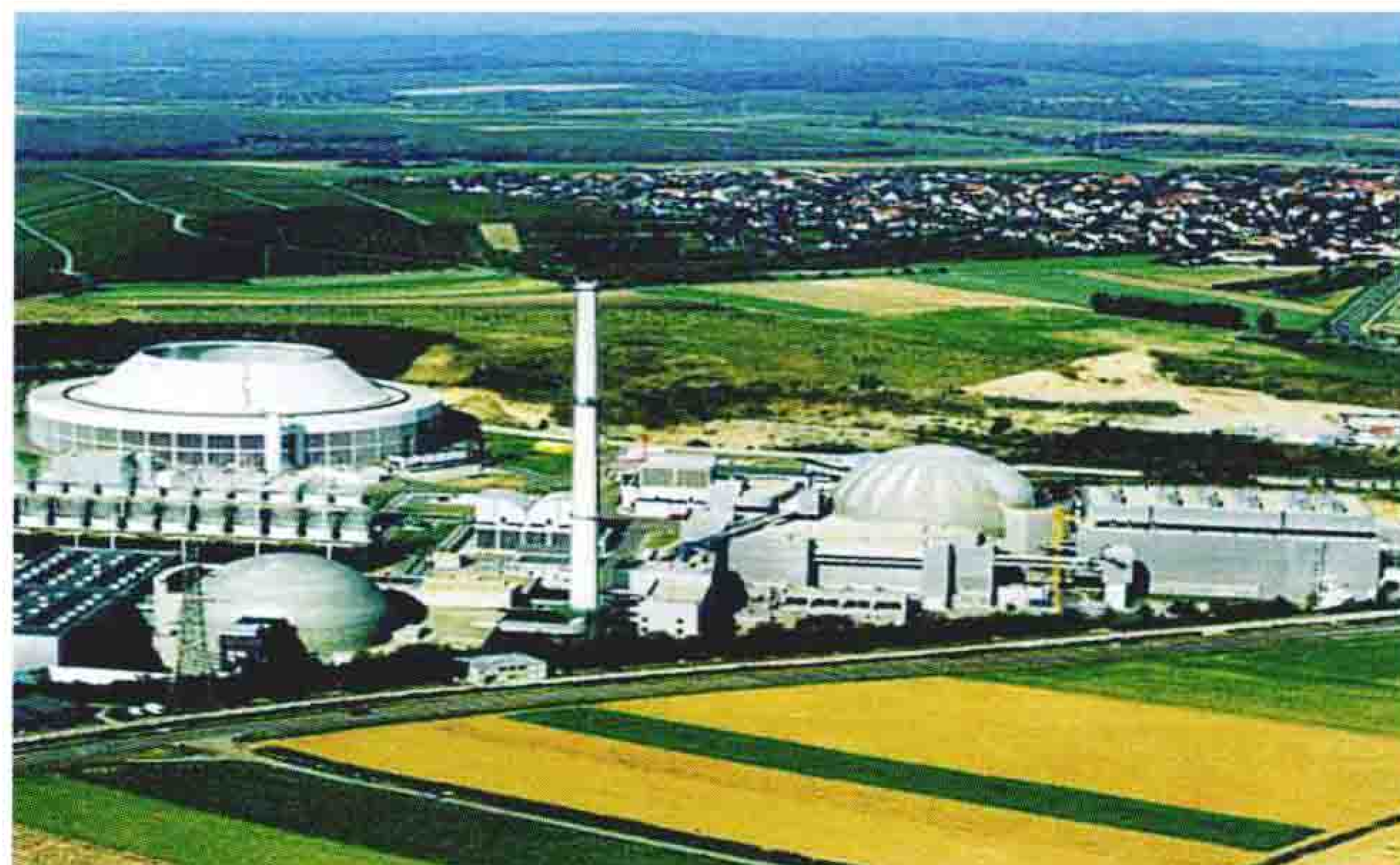


图 2 德国 KONVOI 核电厂（俞卓平 提供）



yashuidui anquanqiao

压水堆安全壳 (PWR containment) 用来包容压水堆核蒸汽供应系统及某些安全重要系统的构筑物。安全壳应设计成能经受事故条件下所导致的各种静态和动态载荷，包括在设计基准事故下（如冷却剂主管道的双端剪切断裂），由于冷却剂的喷放所造成的内压。安全壳作为最后一道屏障（见纵深防御原则），用以防止在事故条件下放射性物质向环境释放。同时，安全壳也用以保护反应堆系统抗御外部事件（如台风、飞机坠落等）。

从对付失水事故时漏出水蒸气所产生的压力分类，安全壳有大型干式安全壳、冰凝式安全壳和鼓泡凝结式安全壳三种基本类型。从安全壳结构形式来分，有双层安全壳和单层安全壳。世界上压水堆核电厂采用最多的是单层预应力混凝土圆柱形安全壳。

单层预应力混凝土安全壳　20 世纪 60 年代中期，法国首先采用带有薄钢板衬里的预应力混凝土安全壳，其后在美国等国家推广，并有所发展。按发展时间先后大致有三种形式：①第一种预应力混凝土圆筒形安全壳采用扁穹顶，布置了三组互成 120°的预应力钢索，筒壁环向预应力钢索锚固在六个扶壁上，竖向预应力钢索上端锚固在顶端环梁上，下端锚固在安全壳底板中设置的环形廊道顶部（见图 1）。②第二种预应力混凝土安全壳将扶壁数量减少到三个，为工艺布置留出较多的工艺管道及电气贯穿件开孔所需的位置。环向预应力钢索锚固在相隔 240°的扶壁外侧而穿过了一个中间扶壁的内侧，这样锚头也大为减少。设计中充分发挥普通钢筋的作用，使筒壁预应力有所降低。③第三种预应力混凝土安全壳将穹顶改为半球形，省去了环梁，穹顶的预应力钢索与筒壁竖向钢索合而为一，呈倒 U 形，改善了安全壳结构的受力性能，因而比第二种安全壳更经济合理。钢索的长度超过 150m，对施工技术要求较高。

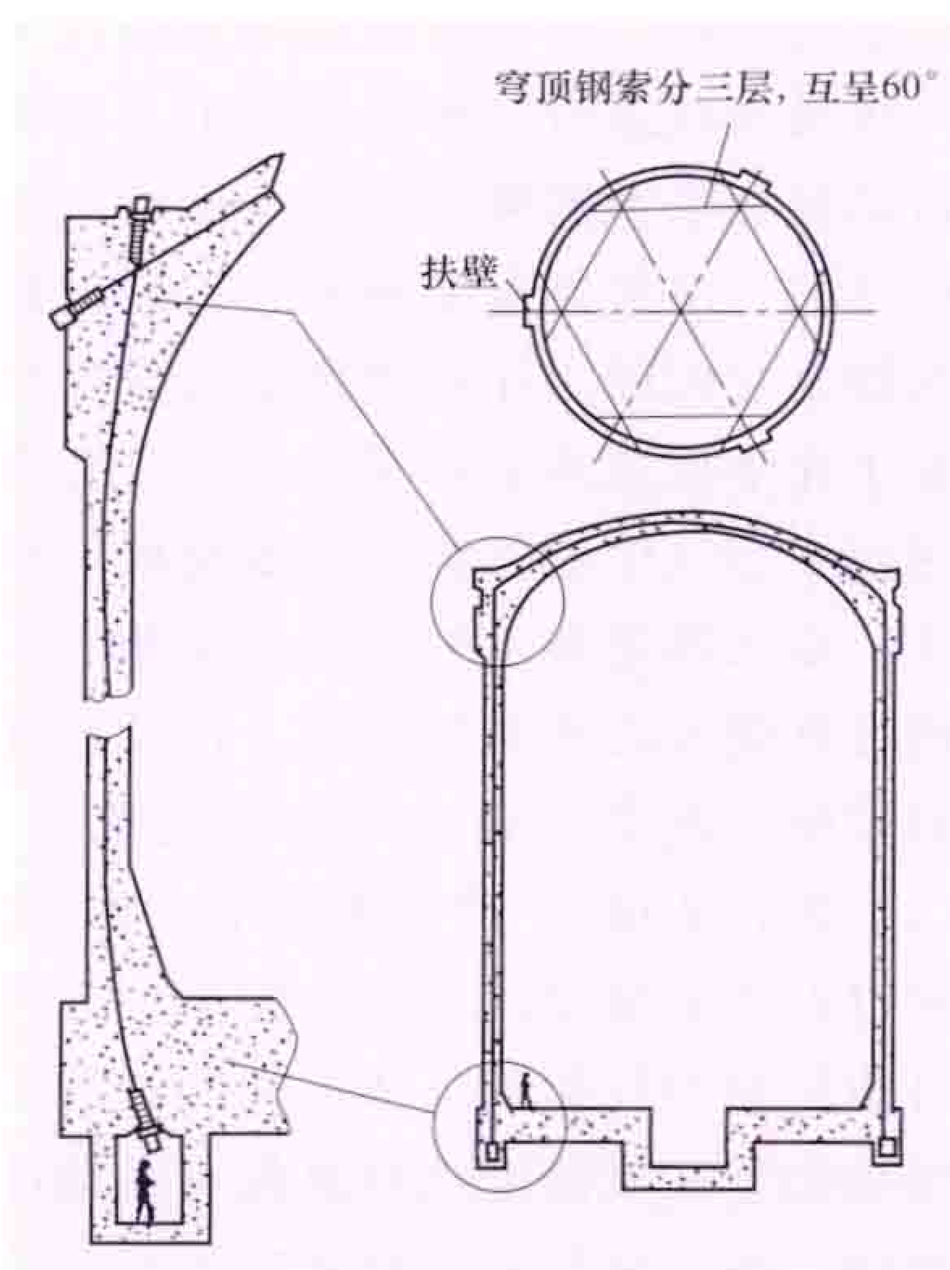


图 1　预应力混凝土安全壳

这类安全壳依靠本身巨大的容积，再配以喷淋冷却系统，来限制失水事故时大量水蒸气所产生的压力升高。通常这种安全壳的设计压力为 0.4～0.5MPa。整个构筑物用 6～10mm 厚的钢板焊起来作为内衬，用以防止蒸汽泄漏。一般要求安全壳在设计压力下 24h 内泄漏量应小于安全壳内气体自由体积的 0.1%～0.5%。

带半球形穹顶内衬钢板预应力混凝土安全壳由基础底板、筒壁、穹顶、衬里、设备和人员闸门、管道和电气贯穿件、燃料运输通道和环形吊车梁牛腿组成。

（1）基础底板。自下而上依次为：素混凝土垫层，防水层，现浇钢筋混凝土承重的底板环形预应力张拉廊道，与筒壁衬里相连、设有焊缝检漏通道网的底板钢衬里和混凝土保护层。

（2）筒壁。为预应力混凝土结构。筒壁底部与基础底板相连，上部通过环梁或直接与穹顶相接。预应力系统采用高强度钢绞线构成的预应力钢索，环向水平钢束锚固在筒壁的竖向扶壁上。对半球形穹顶，预应力钢筋与筒壁竖向预应力钢筋合而成为倒 U 形钢束，两端锚固在底板下张拉环廊顶板上。预应力采用后张法，竖向采用预埋钢管，环向采用波纹钢管。在筒壁内外侧还设有环向和竖向普通钢筋，内外层钢筋间设拉筋作为受剪钢筋。

（3）穹顶。为预应力混凝土结构。在穹顶混凝土中也布置有上下两层普通钢筋和厚度方向的受剪钢筋。

（4）衬里。材料一般为 6～10mm 厚的碳素钢，采用加劲肋和锚筋分块锚固在安全壳混凝土里。安全壳内侧设置的密封钢衬里与底板及穹顶钢衬里连成整体密封系统。

（5）设备闸门、人员闸门。设备闸门为一个法兰形环状闸门舱口，与安全壳钢衬里相焊。舱口用一个带有法兰的大型碟形封头盖闭，封头法兰用螺栓固定于舱口法兰上。封头上有两个吊耳，供拆装封头用。两个法兰之间设置两道密封，在两道密封之间的空隙内可以加压做气密封性试验。人员闸门穿过安全壳上的贯穿筒，并与该贯穿筒焊接构成一体。闸门设有两道压力密封门，门的密封靠两道密封实现。两道压力密封门动作以一定方式联锁，以防同时开启。

（6）管道贯穿件。由焊接在安全壳钢衬里的钢套管组成。该套管锚固在安全壳混凝土内，超过安全壳表面一定长度，用连接管把套管和工艺管道连接在一起。焊有套管处的钢衬里应局部加厚。

（7）电气贯穿件。由若干个装于一个密封筒体内的贯穿芯棒组成，贯穿芯棒固定在筒体两端的法兰上。筒体在安全壳内侧的法兰焊在混凝土筒壁内的预埋套管上，外侧法兰上装有压力表、阀门组件等，用以施加试验压力和监测泄漏。

（8）燃料运输通道。其套管穿过安全壳与换料水池相连。

（9）环形吊车梁牛腿。牛腿为结构性构件，通过加厚的衬里板固定在安全壳筒壁内侧。加厚衬里板背面设有足够的加劲肋和锚固钢筋，将环形吊车牛腿锚固在安全壳筒壁上。

百万千瓦级预应力混凝土安全壳设计参数　安全壳主要参数取决于工艺要求和设备安装等因素。它应提供与假想失水事故要求相容的自由容积，具有环形吊车起吊最大设备的足够空间，筒壁和穹顶厚度确定应考虑各种载荷强度要求及足够的预应力钢束和普通钢筋的配置空间，底板厚度除取决于整个反应堆厂房的荷载效应和地基条件外，还应考虑严重事故的影响而留有足够的裕度。

百万千瓦级核电厂预应力混凝土安全壳按安全级建筑物抗震Ⅰ类设计。其主要参数为：①设计压力，0.4～0.52MPa（表压）；②设计温度，约150℃；③泄漏率，0.1%～0.5%安全壳自由体积/24h（设计压力下）；④底板厚度，3～5.5m；⑤筒壁内径，37～40m；⑥筒壁厚度，0.9～1.1m；⑦穹顶厚度，0.8～1m；⑧自由容积，约50000m³；⑨高度，约60m。

其他类型安全壳　主要有：①鼓泡凝结式安全壳，见图2。为了降低安全壳的设计压力，也可以将失水事故时产生的蒸汽和空气混合物导入一个弛压水池（沸水堆上采用）或许多弛压小室（苏联设计建造的BBЭP-440或BBЭP-1000核电厂均采用此方式）。经鼓泡后，将蒸汽凝结下来，而空气冷却后进入安全壳。在此过程中，蒸汽和空气混合物中的放射性颗粒及卤素被大量洗涤下来，减少了安全壳内的放射性，进而减少释放到环境中的放射性。②双层安全壳。其内层通常为钢结构或预应力混凝土结构。主要承受事故压力和密封；外层通常为钢筋混凝土结构，主要承受外界载荷。两层之间有一环形间隙，可保持一定负压，将从内层安全壳漏出的放射性气体经过滤器后由排气烟囱排出。德国的压水堆核电厂采用这类设计。内层安全壳为球形钢壳，直径为53m，耐压为0.59MPa。外层为混凝土壳，外径为59.2m。田湾核电厂和EPR先进压水堆核电厂采用双层安全壳，与德国采用的双层安全壳的区别是内层安全壳采用预应力混凝土安全壳。③AP1000先进压水堆核电厂采用钢安全壳和屏蔽厂房。内层是钢制安全壳，承担承压和密封作用。外层为钢筋混凝土结构或钢板混凝土结构的屏蔽厂房，承担屏蔽和抗外部飞射物功能。（见AP1000钢制安全壳及屏蔽厂房）

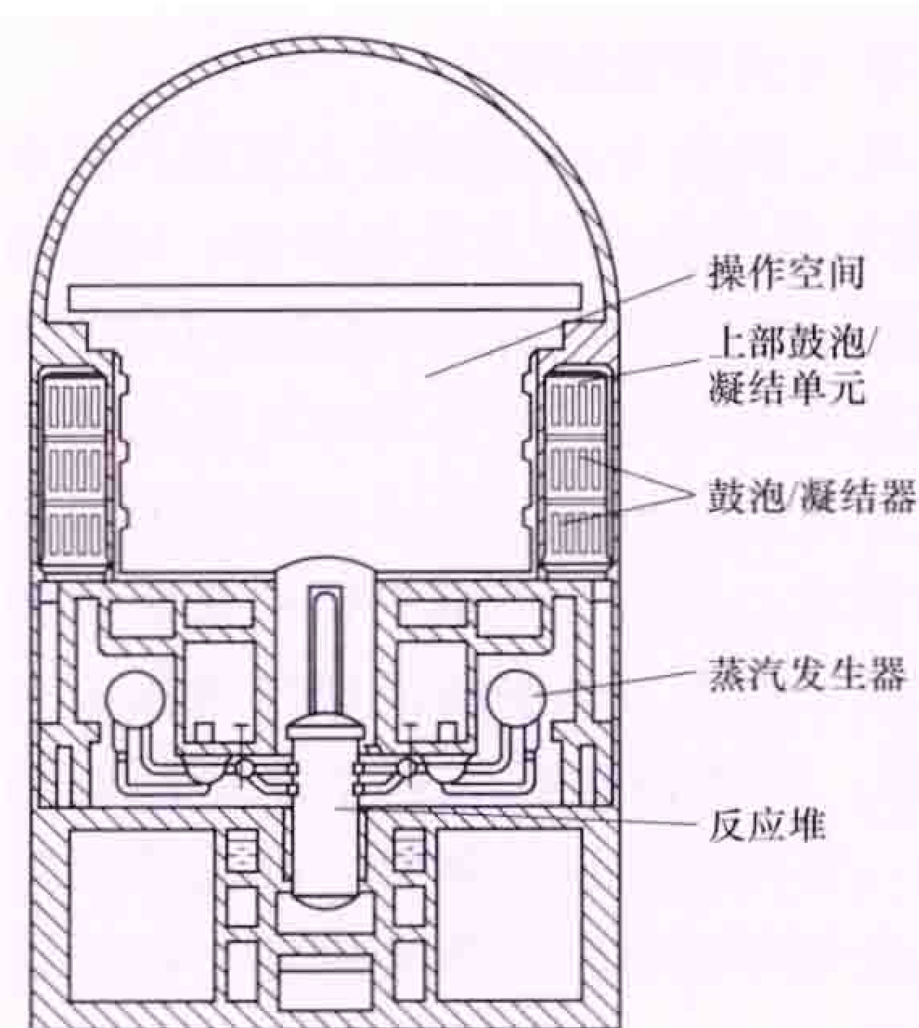


图2　鼓泡凝结式安全壳

yashuidui anquanqiao geli xitong

压水堆安全壳隔离系统

（PWR containment isolation system）　为贯穿安全壳的流体管线提供隔离手段，保持安全壳密封完整性，阻止放射性物质向安全壳外释放的系统。安全壳隔离系统是专设安全设施之一，由贯穿安全壳的流体管线上专设的安全壳隔离阀、机械贯穿件，以及管线中隔离阀与安全壳之间的管道组成。

根据贯穿安全壳工艺管道的具体情况，选用不同的隔离阀：①贯穿安全壳且与反应堆冷却剂系统相连或与安全壳大气相通的管线，在其紧靠安全壳内外两侧处各设置一个阀门。该阀可以是自动隔离阀、锁关手动隔离阀或止回阀（止回阀仅用于介质向安全壳内流动的贯穿安全壳管道，且安装于安全壳内侧）。②对既不属于反应堆冷却剂压力边界的一部分，又不直接与安全壳内大气相通的管道，至少应在安全壳的外侧设置一个自动隔离阀，或锁关手动隔离阀。③对失水事故时仍需工作的专设安全设施系统，可用止回阀作为安全壳内侧的自动动作隔离阀。

设计要求　①安全壳隔离阀本身和两隔离阀之间的管道及贯穿件，如构成反应堆冷却剂压力边界的一部分，应按核安全1级设计，其余均按核安全2级设计，并均属抗震Ⅰ类设备；②隔离阀的关闭时间，无论阀门大小，均不得超过1min，对从安全壳通往外界的非闭合系统的管道，则其关闭时间不得超过5s；③安全壳内外两侧自动隔离阀的电源需分别连接至不同系列的安全（应急）电源；④隔离阀需有防飞射物、防管子甩击和防射流冲击等屏障；⑤隔离阀需具有能定期进行可运行性试验和泄漏率检测的设施；⑥应将专设安全设施各系列的隔离阀作分隔布置，失水事故后包容强放射性介质管线的隔离阀须集中设置在专用的隔离阀室，室内应保持负压，并需对室内通风排气进行除碘处理。

系统运行　压水堆安全壳隔离系统根据安全壳隔离信号对安全壳实施隔离。当事故后安全壳压力上升到高压整定值时，发出第一阶段隔离信号，与事故缓解设施运行无关的流体管线上的安全壳隔离阀自动关闭；当安全壳压力上升到高高压整定值时，发出第二阶段隔离信号，所有与事故缓解设施无直接关系，在第一阶段隔离时仍需运行的安全壳隔离阀自动关闭；当安全壳大气高放射性信号时，所有贯穿安全壳和与安全壳大气相通的隔离阀自动关闭。

yashuidui anquanqiao qingqi kongzhi xitong

压水堆安全壳氢气控制系统

（PWR containment hydrogen control system）　用于核电厂发生设计基准事故或严重事故后，监测和控制安全壳内大气中的氢气浓度不超过形成爆炸混合物限值的系统。安全壳氢气控制系统是核电厂专设安全设施之一，包括氢气浓度监测子系统和氢气浓度控制子系统。

氢气浓度监测子系统　在安全壳顶部或事故后可能积聚氢气的区域，设置若干台氢气浓度监测仪来监测事故后安全壳内空气的氢气浓度，要求仪表能在事故环境条件下工作，测量范围为0～20%氢气体积浓度。

氢气浓度控制子系统　安全壳内氢气一般来源于事故后燃料棒包壳锆-水反应、金属材料腐蚀以及堆芯水因辐照而产生的分解。在对事故后安全壳内可能释放氢气的位置及氢气传播路线进行分析的基础上，在安全壳内适当位置设置多台消氢器来消除释放到安全壳的氢气，以达到控制氢气浓度的目的。消氢器有多种形式，采用较多的是氢气复合器和点火器。它们的工作原理都是诱发安全壳空气中的氧气与氢气发生化学反应来消除氢气。氢气复合器利用催化剂的催化作用使在空气中氢气浓度较低时就能发生反应，且消氢效率较高。点火器是在空气中氢气浓度达到最低可燃浓度后点火，通过燃烧方法把氢气消除。设计基准事故下，安全壳氢气控制系统控制安全壳大气的氢气浓度低于最低可燃浓度限值（4%体积浓度）。严重事故下，锆-水反应产生的氢气量大大超过设计基准事故所产生的量，且产氢的速率很高，以致不可能短期内控制氢气浓度达到最低可燃浓度限值。此时，系统功能是在氢浓度达到最低可燃浓度限值后，尽快引发氢气燃烧，防止氢气积聚到较高浓度而发生爆炸，控制最高氢气浓度低于10%（体积浓度）。该值大大低于事故环境条件下

发生氢气爆炸的浓度值。

应对设计基准事故，一般采用氢气复合器。早期核电厂采用能动式氢气复合器，它布置在安全壳外面。先进核电厂采用非能动式氢气复合器，它不需要动力电源。应对严重事故，一般在可能释放氢的区域和可能传播氢的通道设置点火器。有的核电厂也采用非能动氢气复合器来应对严重事故。

yashuidui anquanqiao tongfeng he jinghua xitong

压水堆安全壳通风和净化系统 （PWR containment ventilation and purge system） 为满足反应堆运行和停堆换料期间人员进入安全壳对环境空气所要求的条件，以及控制辐射污染物释放到大气的浓度而设置的若干系统的总称。安全壳通风和净化系统由安全壳通风冷却系统和安全壳空气净化系统组成。

安全壳通风冷却系统 用以排出安全壳内的热量，保持安全壳内设备安全运行环境条件的系统。安全壳通风冷却系统一般由风机、冷却（或加热）装置、风阀、风管和仪表组成。主要功能为：①核电厂正常运行时，维持安全壳内温度一般不超过50℃；维持某些设备或设备房间的特定温度。控制棒驱动机构的电磁线圈温度不得超过200℃，反应堆压力容器周围混凝土温度不得超过65℃，压力容器支撑处局部混凝土温度不得超过82℃，蒸汽发生器和稳压器等设备室内温度不得超过50℃等。②提供停堆换料、检修工况下的安全壳环境条件。③在核电厂正常运行期间，为满足检修需要，对人员可达区域，提供适当的工作环境。冷却介质为冷冻水。遇冬季停堆换料检修时，采用热水为介质。

安全壳空气净化系统 安全壳空气净化系统一般由风机、高效粒子空气过滤器、碘吸附器、电加热装置、风阀、风管和仪表组成。主要功能为：①核电厂运行时，如果一次冷却剂系统泄漏，安全壳内空气中将含有放射性物质，该系统用以去除其中放射性物质，将安全壳内空气经过滤吸附处理后，其放射性指标满足排放要求后排入大气。②核电厂正常工况下，间断性工作，清洗安全壳空气中的气态放射性；间断地为安全壳通风，以维持电厂运行时安全壳内规定压力。③对排入厂房烟囱的安全壳空气进行监测、处理，达到排放标准后排放；④在停堆换料检修前起动，降低安全壳内气态放射性水平，以满足人员进入工作要求。

随着压水堆核电厂技术发展和安全要求的提高，安全壳通风和净化系统也在不断改进。EPR先进压水堆核电厂设置由安全壳冷却通风系统、安全壳换气通风系统和停堆通风系统来承担安全壳通风冷却系统及维持核电厂运行时安全壳内规定压力的功能，由安全壳空气净化系统和内部过滤系统承担安全壳空气净化系统的功能。AP1000先进压水堆核电厂设置安全壳再循环冷却系统和安全壳空气过滤系统。安全壳再循环冷却系统在核电厂正常运行时控制安全壳内温度低于49℃，反应堆堆腔内混凝土温度小于66℃，局部最高温度小于93℃，压力容器支撑区混凝土温度为57℃，局部温度为82℃。在反应堆停堆和换料时，控制安全壳内温度在10～21℃。安全壳空气过滤系统由送风和排风分系统组成。用于核电厂正常运行、停堆时，清洗安全壳大气中的放射性污染物，使工作人员进入安全壳前控制放射性剂量在允许范围内，并对安全壳的排风进行净化，以保证气态放射性排放在允许范围内。

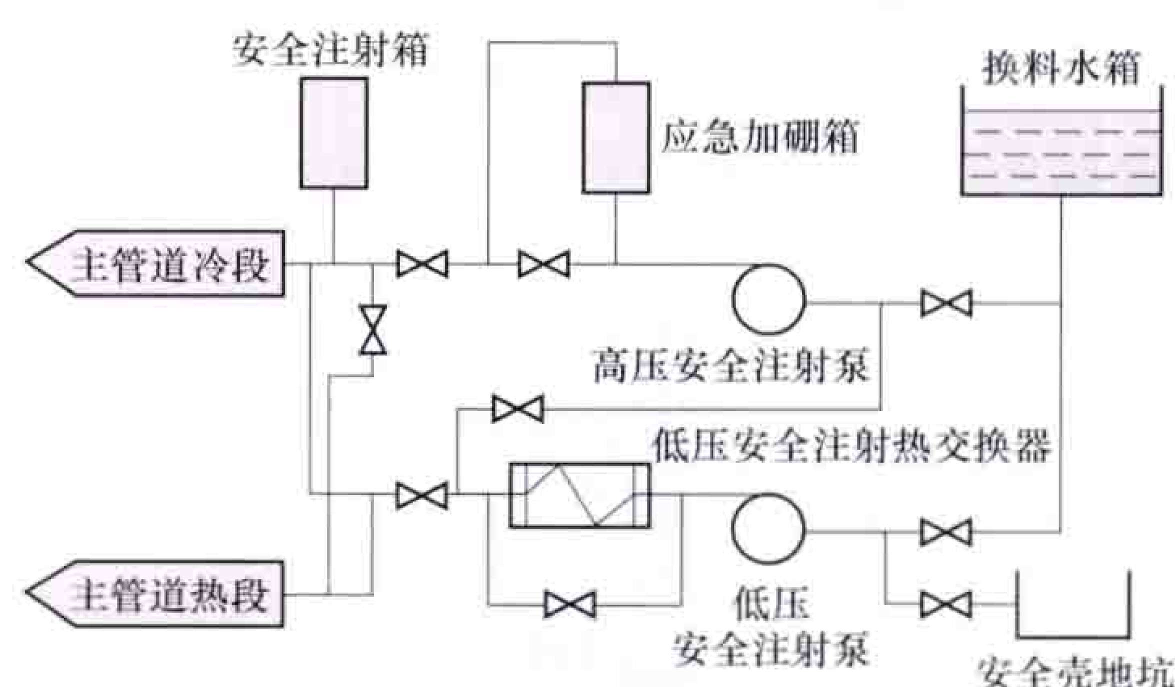
yashuidui anquan zhushe xitong

压水堆安全注射系统 （PWR safety injection system）

用于能动安全压水堆核电厂发生一回路管道和设备破损事故后迅速向堆芯注射含硼水，为堆芯提供应急和持续冷却的系统。也称应急堆芯冷却系统。它是压水堆核电厂的专设安全设施之一。有些核电厂设置应急加硼装置，当主蒸汽管道破裂时，利用化学和容积控制系统的离心上充泵或高压安全注射泵，从应急加硼箱内将硼浓度高达7000～21000μg/g的含硼水注入堆芯，向堆芯引入负反应性，使反应堆保持安全停堆状态。

压水堆安全注射系统是由高压安全注射、安全注射箱和低压安全注射三个子系统组成的能动与非能动相结合的专设安全设施，流程见图。

高压安全注射子系统 通常设分隔、独立的多个系列。每个系列设一台高压安全注射泵。多个系列同时工作，以缩短事故处理的过程。若其中一个系列失效，另外的系列仍能实现该系统安全功能。



压水堆安全注射系统流程

高压安全注射泵（有些核电厂用上充泵兼作高压安全注射泵）为多级离心泵，在高扬程工作区域与离心上充泵衔接，在低扬程工作区域与低压安全注射泵衔接，使其在失水事故后保证向堆芯不断供给含硼水。高压安全注射泵从关闭扬程（11～15MPa）直至零背压均能正常运行。每台泵通常设置小流量循环管返回换料水箱，以防止泵在无输出流量时发生热变形和损坏。

发生失水事故后，当一次冷却剂系统压力降低到高压安全注射泵关闭扬程时，即开始注射。泵吸取换料水箱内的含硼水，经主管道冷段注入堆芯。当换料水箱内的水位降低到规定值时，转入再循环阶段。此时，为了满足泵净正吸入压头要求，高压安全注射泵与低压安全注射泵串联运行，低压安全注射泵吸取安全壳地坑水，经热交换器冷却后输送到低压安全注射泵入口，并经高压安全注射泵加压后注入主管道冷段和热段，再进入堆芯。

安全注射箱子系统 通常在反应堆冷却剂系统每条环路的主管道冷段连接一个安全注射箱。每个箱内约1/3容积充氮加压，其压力约为5.0MPa，其余2/3容积为含硼水，硼浓度为2000～2600μg/g。主管道发生大破口失水事故后，当反应堆冷却剂系统压力迅速降到低于安全注射箱内压力时，安全注射箱内含硼水经主管道冷段自动注入反应堆堆芯。当一条环路的安全注射箱内含硼水经破裂的主管道冷段流失而不能注入堆芯时，其他环路的安全注射箱内含硼水能有效地经未破裂的主管道冷段注入堆芯，防止堆芯裸露。

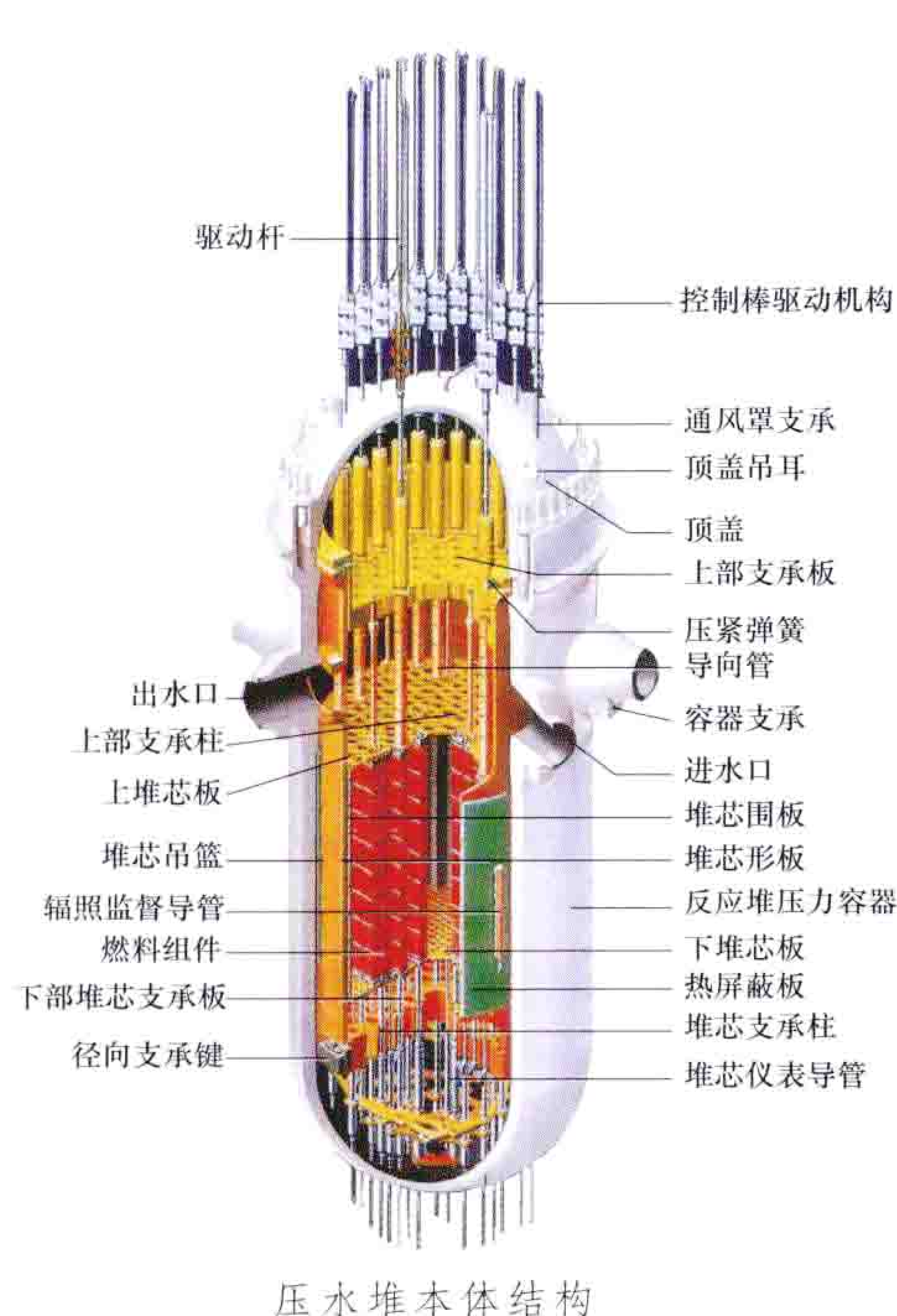
低压安全注射子系统 通常设置独立、分隔的多个系列。有些核电厂中每个系列的泵和热交换器与余热排出系统共用。要求低压安全注射泵位置低于安全壳地坑，这可使泵具有一定的净正吸入压头，防止汽蚀。系统运行分三个阶

段：①失水事故后的注射阶段。当一次冷却剂系统压力降到低压安全注射泵关闭扬程时，泵从换料水箱内吸取含硼水，经热交换器旁通管注入主管道冷段，再进入堆芯。②再循环冷段注射阶段。低压安全注射泵从安全壳地坑吸水，经热交换器冷却后，一部分水通过低压安全注射泵经未破裂的主管道冷段直接注入堆芯，另一部分水经热交换器出口进入高压安全注射泵入口，再由高压安全注射泵注入未破裂的主管道冷段进入堆芯。③再循环热段注射阶段。再循环冷段注射24h后，转入此阶段。低压安全注射泵和高压安全注射泵串联运行，将降温后的地坑水经主管道冷段和热段同时注入堆芯（或者冷段和热段注入交替进行），目的是通过冷段和热段注射，消除在堆芯局部区域内硼的结晶。

yashuidui benti

压水堆本体 (pressurized water reactor complex)

由反应堆堆芯、堆内构件、压力容器和控制棒驱动机构等部件组成的结构总称。压水堆本体结构见图。



压水堆本体结构

冷却剂由反应堆压力容器进口接管进入，沿压力容器内侧向下，在吊篮底部折流向上通过流量分配装置，然后继续向上进入堆芯，将燃料棒释出的热量导出，被加热的反应堆冷却剂经吊篮出口、反应堆压力容器出口接管流出。冷却剂进入压力容器后有一小部分（约6%）未进入堆芯，作为旁通流量来冷却其他部件。

反应堆压力容器外围设有保温层以减少散热损失。反应堆顶盖上驱动机构周围设有通风罩，用以通风冷却驱动机构的电磁线圈。反应堆顶盖上还设有放气管系，以便于反应堆充水时放气。

堆芯 由燃料组件、控制棒组件、可燃毒物组件、中子源组件及阻流塞组件等组成。根据反应堆物理计算，在规定位置的燃料组件导向管中分别插入控制棒组件、可燃毒物组件和阻流塞组件，在这些组件的空间充满作为慢化剂和冷却剂的水，共同形成反应堆内能进行链式裂变反应的区域。（见压水堆堆芯）

燃料组件 以热能形式释放核能的部件。用低富集度铀烧结的二氧化铀芯块封装在锆合金包壳中，构成燃料棒；用导向管、定位格架和上下管座组成燃料组件骨架，将燃料棒插在定位格架中便构成无盒燃料组件。（见压水堆燃料组件）

控制棒组件 用于控制和调节反应堆反应性的部件。将强中子吸收材料（如银-铟-镉合金）封装在不锈钢包壳内形成控制棒，若干根控制棒固定在连接柄上构成控制棒组件。（见压水堆控制棒组件）

可燃毒物组件 为了减少补偿初始堆芯后备反应性所需的硼浓度，并展平中子注量率，避免出现慢化剂正温度系数而在堆芯设置的部件。将含有可燃耗的中子吸收材料（硼、钆等）封装，制成可燃毒物棒，并用连接板连接，组成可燃毒物组件。为了提高压水堆燃耗深度，延长换料周期，也可采用在燃料芯块中加入 Gd_2O_3、Er_2O_3 或硼化锆可燃毒物，使核电厂的经济性有很大提高。（见压水堆可燃毒物组件）

中子源组件 为了缩短反应堆起动时间和确保起动安全，堆芯中装有中子源组件。它分为初级中子源组件和次级中子源组件两种。初级中子源用于首次反应堆起动，常用的初级中子源有钋-铍源或锎源。次级中子源用于换料停堆后再起动，常用的次级中子源是锑-铍源。（见压水堆中子源组件）

阻流塞组件 对于既没有布置控制棒组件，又没有放置可燃毒物组件或中子源组件的燃料组件导向管中，需放置阻流塞组件，用来堵住燃料组件内导向管内水流，防止堆芯冷却剂旁流。阻流塞组件由压紧组件及与之相连的阻流塞棒组成。阻流塞棒由304不锈钢棒加工而成。

堆内构件 主要由堆芯下部支承构件、堆芯上部支承构件和内部结构件等组成，用以支承及固定燃料组件，形成冷却剂通道，以导出堆内产生的热量；形成控制棒驱动线并使之对中，保证控制棒能上下自由动作，以及为设置堆内测量提供条件。堆内构件材料大部分为不锈钢，少量为镍基合金。（见压水堆堆内构件）

堆芯下部支承构件 由吊篮筒体与其下部的下栅格板组件连接构成。下栅格板组件包括堆芯下板及吊篮底板（AP1000中二者合一为堆芯下支承板）和支承柱，用于支承燃料组件并使其下部准确定位。吊篮筒体内设有围板组件或围筒，构成堆芯径向边界，引导和控制流经堆芯的反应堆冷却剂流量和方向。吊篮筒体上部设有冷却剂出口凸缘，在热态运行时，它与压力容器的出口接管内缘膨胀贴合，以减少漏流。吊篮底部设有流量分配板或流量分配筒，使进入堆芯的冷却剂流量合理分布。吊篮底部设有带缓冲器的辅助支承，在吊篮断裂时能得以缓冲，减少吊篮对压力容器底部的冲击，并避免控制棒抽出堆芯过多而引起反应性急剧增长的严重事故。

堆芯上部支承构件 由支承筒将压紧板与堆芯上板连接构成，用以使燃料组件上部准确定位并防止其向上窜动。在压紧板和堆芯上板之间装有导向筒组件，对控制棒组件进行引导并防止水流冲击。

堆内测量装置 堆内测量包括堆芯中子注量率测量和堆内温度测量。为测量堆芯中子注量率分布，一般采用将中子探测元件加上套管，从堆底（或堆顶）引入堆芯的方法，也有用将可活化的探测小球通过导管从压力容器顶部用气体吹入和吹出的方法。温度测量用热电偶在规定的燃料组件出口

及堆出口外的温度测量值来表示堆芯出口和堆芯出口冷却剂的温度。热电偶一般从压力容器顶部引入，也有随同中子注量率测量元件从压力容器底部引入的。

反应堆压力容器 用以容纳和支承堆芯及堆内构件，为冷却剂管道提供连接管嘴，以保证堆芯冷却；同时为控制棒驱动机构及堆内测量提供安装接管座和管嘴。反应堆压力容器材料为低合金钢，内壁衬以超低碳不锈钢及局部镍基合金堆焊层。

反应堆压力容器由圆柱状筒身及带有法兰的球形顶盖组成。筒身与顶盖用螺栓连接，并用金属O形环或C形环密封，同时设有检漏系统。筒身上焊有反应堆冷却剂进口接管与出口接管，用以与反应堆冷却剂管道连接。筒身上部内侧设有凸缘，用以支承堆内构件。筒身外焊有支承凸台和进出口接管下部凸台，用以支承容器本身。压力容器顶盖上焊有管座，用以装设控制棒驱动机构及温度测量装置。

根据对反应堆压力容器辐照寿命的要求，可在吊篮筒体外围设置圆筒状热屏蔽或局部设置中子衬垫以减少对压力容器的辐照损伤。在吊篮筒体外侧设置辐照监督管，管内装压力容器筒体材料和主焊缝的试样，用以监测压力容器的辐照损伤程度，指导反应堆压力容器的安全使用。（见压水堆压力容器）

控制棒驱动机构 驱动控制棒组件移动和定位，事故时断电落棒的设备，一般采用磁力提升方式。驱动机构密封壳内设有钩爪组件和带环形槽的驱动杆。驱动杆通过可拆接头与控制棒组件连接。在密封壳外有三个电磁线圈，按规定的程序通电使钩爪与驱动杆的环形槽啮合，带动控制棒组件上升或下降。另外，设有位置指示线圈以显示控制棒的位置。（见压水堆控制棒驱动机构）

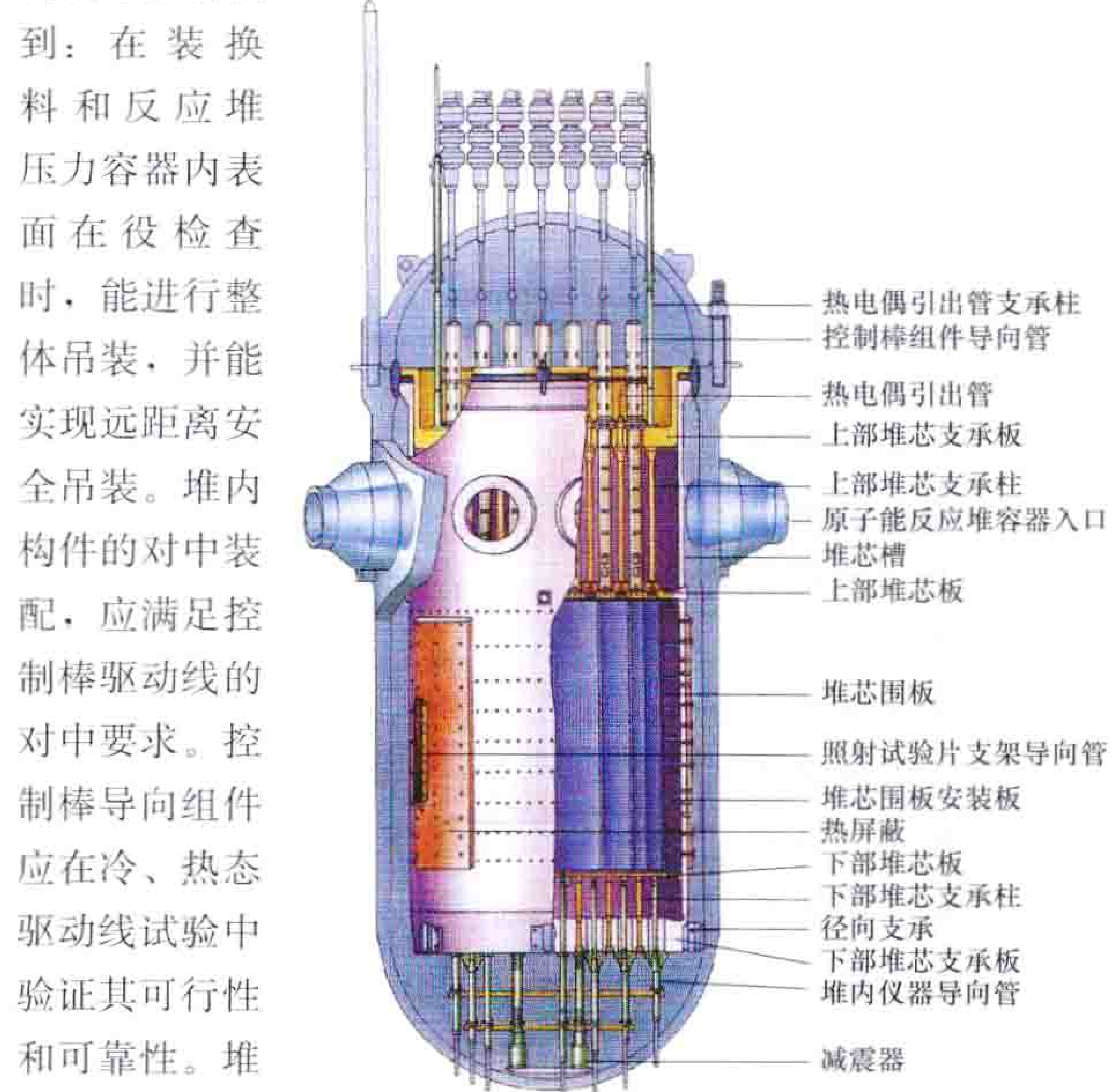
堆内构件各部件与压力容器筒身、顶盖相互之间都设有定位键、销等，用以相互定位，使控制棒驱动线对中，确保控制棒能自由提升、下降和快速下降。各部件之间压紧固定处，根据情况设置弹性部件或留有间隙，以补偿不同的热膨胀量。

yashuidui duinei goujian

压水堆堆内构件

（PWR reactor internals） 压水堆压力容器内为堆芯部件、控制棒驱动线、堆芯测量仪表导管和辐照监督管等提供支承、定位、压紧、导向、固定并在堆内形成冷却剂流道的结构件。它包括堆芯上部支承构件（简称上部堆内构件）、堆芯下部支承构件（简称下部堆内构件）、内部结构件（见图）。其功能是：①可靠地支承、压紧和准确地定位燃料组件及其相关组件；②为控制棒提升和下降提供导向，在事故工况下保证控制棒组件快速插入堆芯；③提供冷却剂流道，引导冷却剂进入堆芯，限制旁通流量和减少泄漏量；④合理分配进入堆芯的冷却剂流量；⑤降低反应堆压力容器内表面所遭受的快中子注量；⑥为堆芯测量（包括温度测量和中子注量率测量）部件提供支承和导向；⑦支承和固定反应堆压力容器材料辐照监督装置；⑧在发生堆芯跌落事故时，为堆芯提供二次支承。

设计要求 堆内构件属安全有关、抗震Ⅰ类设备，其设计要满足堆芯核设计、热工水力、力学性能和变形等准则的要求。按反应堆设计参数确定堆芯几何形状，实现燃料组件及其相关组件的合理布置、支承和定位，使占总流量90%以上的冷却剂进入堆芯，并在堆芯中具有合理的流量分布，避免滞流区和产生强烈的流致振动。对堆内构件中所有的螺钉、螺母、定位销等连接件，均需采取可靠的防松措施。在堆外设置松动件监测系统，以便随时监测堆内构件中的连接件是否松动或脱落。结构设计必须做到：在装换料和反应堆压力容器内表面在役检查时，能进行整体吊装，并能实现远距离安全吊装。堆内构件的对中装配，应满足控制棒驱动线的对中要求。控制棒导向组件应在冷、热态驱动线试验中验证其可行性和可靠性。堆内构件主体材料为奥氏体不锈钢，部分材料为镍基合金。



压水堆堆内构件结构

堆芯上部支承构件 由压紧板（上支承板）、支承筒、导向筒、堆芯上板、热电偶接线柱和压紧弹簧环等构成。支承筒上端与压紧板、下端与堆芯上板构成刚性结构。导向筒是使控制棒插入堆芯的导向组件，其上部由一定数量的具有与控制棒组件中棒位相同的开孔法兰和方筒组成，下部由若干根C形管和双孔管通过法兰焊接在一起。上下两部分由中间法兰连接成整体。堆芯上板上设有燃料组件定位销和为导向筒定位的销孔。在吊篮法兰与压紧板之间装Z形压紧弹簧环，当压力容器顶盖螺母拧紧后，压紧弹簧环受到压缩，以压紧吊篮法兰，同时通过堆芯上部支承构件将堆芯中所有的燃料组件压紧，并补偿热态时热膨胀引起的轴向差值。

堆芯下部支承构件 由吊篮、下栅格组件等构成。吊篮上法兰置于反应堆压力容器法兰内支承台肩上，承受堆芯的全部重量，并通过四个均布的定位键与压力容器筒体、顶盖及上部支承构件定位，保证反应堆驱动线孔系的对中。吊篮筒体上配有出水接管与压力容器的出水管密封环匹配，利用压力容器和吊篮不同材料的热膨胀差而达到热态密封。下栅格组件由吊篮底板、流量分配板、堆芯下板和支承柱组成（AP1000设计中，已将四位合为一体，称堆芯下支承板）。在堆芯下板上设有燃料组件准确定位用的定位销和一定数量的中子注量率测量管的孔道（如中子测量由底部引入）。在堆芯的外围用不锈钢板构成的曲折形围板，通过与之径向连接的辐板装于吊篮筒体内壁（AP1000采用焊制围筒，位于堆芯下支承板上），将整个堆芯围住，以保证大部分反应堆冷却剂流经堆芯。吊篮筒体壁、围板和所有径向的水隙都用来减

弱中子对反应堆压力容器的辐照损伤。在吊篮底部还设有辅助支承（也称防断支承），吊篮跌落时，可依靠该辅助支承的缓冲器吸收吊篮跌落能量。

内部结构件　包括堆芯中子注量率测量、堆内温度测量的支承导向结构，辐照监督管支架以及热屏蔽组件等。堆内温度和中子测量探测器由堆芯上部支承结构支承的测量套管中引出，经压紧组件和穿过反应堆压力容器快拆卸密封仪表组件引向堆外。若中子测量探测器由底部进入堆芯，则探测器经压力容器下封头、辅助支承中的中子测量导管和下栅格组件上的支承柱导管进入燃料组件的中子注量率测量导向管中。

辐照监督管支架位于吊篮筒体外侧，一般有8个，布置在筒体外围。在堆芯周围水隙最小的区域，设置4组热屏蔽，用螺钉加销钉固定在吊篮筒体上。

yashuidui duixin

压水堆堆芯　（PWR core）　反应堆装载核燃料，并进行可控链式裂变反应，不断为核电厂生产核能的区域。又称为活性区。堆芯由燃料组件和燃料相关组件（包括控制棒组件、可燃毒物组件、阻流塞组件和中子源组件）组成，它根据核电厂的功率，通过核设计和热工水力设计来确定这些组件的尺寸、数量和布置方式。压水堆核电厂堆芯大多采用标准的17×17排列的燃料组件，按燃料元件中铀-235浓度（燃料富集度）三区分布，从堆芯中心往外可以由低到高或由高到低（低中子泄漏布置）排列，各有优缺点，并根据要求在燃料元件周围布置控制棒组件、可燃毒物组件、初级及次级中子源组件和阻流塞组件。控制棒组件用于停堆、反应性控制和反应堆功率调节（见压水堆控制棒组件）；可燃毒物组件用于补偿初始堆芯后备反应性，展平中子通量分布，避免出现慢化剂正的温度系数（见压水堆可燃毒物组件）；阻流塞组件用于阻止堆芯冷却剂的无效泄漏，均衡各组件间冷却剂流量分配，在不含其他相关组件的燃料组件中装有阻流塞组件。另外，从堆芯第二次核燃料平衡循环起不需要装可燃毒物的位置以及在初级中子源组件的位置上改装阻流塞组件。中子源组件用于反应堆初次起动和以后起动用。（见压水堆中子源组件）

堆芯被固定在由上下栅格板和堆芯围板（或围筒）所围成的近似圆柱形几何体结构件中，下端由堆芯下部支承结构定位，上端由堆芯上部支承结构定位并压紧。整个结构件固定在吊篮筒体下部，筒体吊挂在压力容器筒体法兰的凸肩上，与压力容器内壁之间保持足够的间隙，并设热屏蔽，以减少对压力容器的辐照影响。表中列出几种典型压水堆堆芯主要技术参数。

几种典型压水堆堆芯主要技术参数

序号	名称	单位	数　值			
			M310	AP1000	田湾 VVER-91	EPR
1	堆芯热功率	MW	2895	3400	3000	4590
2	堆芯当量直径	mm	3040	3040	3160	3767
3	堆芯高度	mm	3660	4267	3530	4200
4	燃料组件数	盒	157	157	163	241
5	燃料组件形状		方形 17×17	方形 17×17	六角形	方形 17×17
6	UO_2总质量	t	82.2	96.06		128.453
7	^{235}U的富集度	%	初始装料：1.8、2.4、3.1；平衡换料：3.25	初始装料：2.35、3.40、4.45；平衡换料：4.2	初始装料：1.6、2.4、3.62；平衡换料：3.92	初始装料：2.1、3.2、4.2，18个月换料：4.95
8	控制棒组件数	组	61，其中黑棒49，灰棒12	69，其中黑棒53，灰棒16	85	89
9	初级中子源组数	组	2	2	—	2
10	次级中子源组数	组	2	2	—	2
11	可燃毒物组件数	组	66（初始堆芯）	592根WABA 5632根IFBA	42（初始堆芯）	3152根钆棒

yashuidui duixin celiang xitong

压水堆堆芯测量系统　（PWR incore measurement system）　为监测反应堆堆芯中燃料组件的性能和状态，根据核物理和热工设计要求，在燃料组件的适当位置设置中子注量率和温度探测器，并把信号传输到堆外的系统。由堆芯温度测量系统和中子注量率测量系统组成。

堆芯温度测量系统　用于测量压水堆堆芯出口温度，给出堆芯温度分布图，检测或验证功率分布不平衡程度；核电厂发生失水事故时，监测堆芯温度过冷度，并为压水堆压力容器水位测量提供温度参数。堆芯温度测量系统由热电偶、压力容器热电偶套管、快拆卸组件、补偿导线、冷端箱和堆芯温度测量装置组成。热电偶由铬镍合金-铝镍合金制成，包壳为不锈钢、绝缘材料为氧化铝。热电偶穿过压力容器顶盖，经压紧部件顶板，通过支承筒和导向筒固定在所测燃料组件冷却剂出口处的上部堆芯支承板上，测出信号传送到堆芯温度测量装置（或计算机）上，以提供堆芯出口温度有关信息。

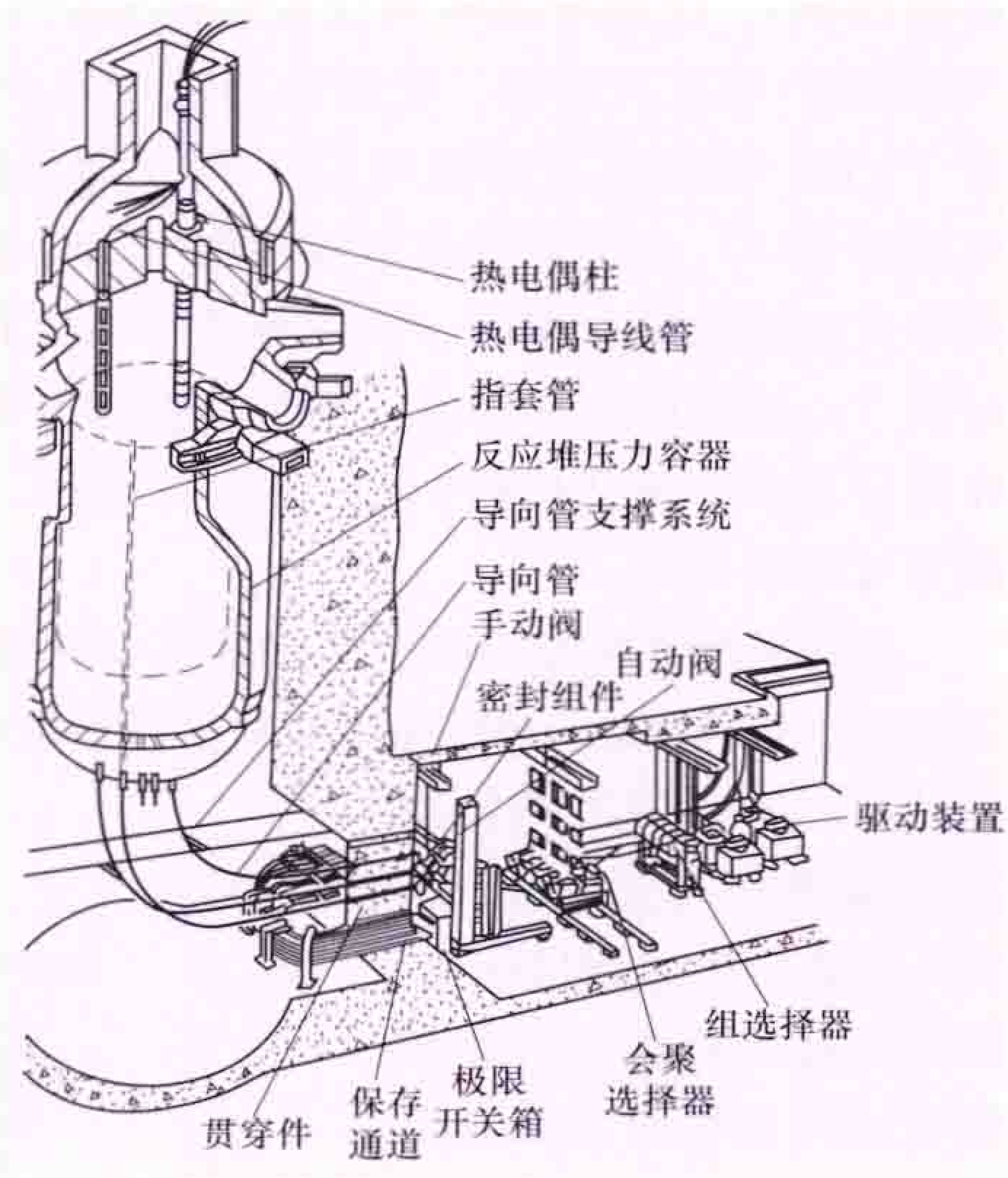
堆芯中子注量率系统　用以测量堆芯中子注量率分布，监测各燃料组件燃耗，检测可能的堆芯装料错误和校正堆外核测量参数。测量系统有L型移动式测量系统、气动球系统和堆芯固定式测量系统三种。

L型移动式测量系统　由中子注量率测量管（指套管）、导向管、密封组件、组选择器、驱动装置、控制和读出柜组成，见图。由驱动装置、组选择器构成的机械组件驱动中子探测器，经密封组件、导向管，由压力容器下封头进入燃料组件中子注量率测量管内进行中子注量率测量。输出信息送入控制和读出柜。

中子注量率测量管全长为30～40m，导向管与压力容器下部管座焊接在一起，中子注量率测量管与导向管和密封组

件之间采用机械密封，既能密封住高压水，又便于抽插。中子注量率测量探头采用自给能中子探测器或微型裂变室，后者用得较多。

气动球系统　由活化球吹气管路和控制系统组成。将一列直径为1.7mm的钒钢球吹入堆芯燃料组件中的测量管路中，经过一定时间的辐照，把球吹出堆芯，送到测量台精确测量其活度，再由计算机进行修正计算得出小球对应位置上燃料的功率密度值和堆芯中子注量率分布图。



L型移动式堆芯中子测量系统

堆芯固定式测量系统　由仪表指套管组件、固定的堆内自给能中子探测器和数据处理设备组成。仪表指套管通过压力容器顶盖插入到堆芯内。在选定的燃料组件中布置若干个自给能中子探测器，其中1个自给能中子探测器的灵敏带对应整个堆芯高度，其余自给能中子探测器长度按依次递减长度排列。输出信号送数据处理设备处理后提供有关信息。

yashuidui gonglü tiaojie xitong

压水堆功率调节系统　(power control system of pressurized water reactor)　包括反应堆功率调节和轴向功率分布控制两部分。根据汽轮机负荷和反应堆冷却剂的平均温度，操纵调节棒在堆芯中的位置，以调节反应堆的功率，使其与汽轮发电机组的出力相匹配。同时根据反应堆轴向功率偏差信号，自动调节调节棒在堆芯中的位置，或手动调节反应堆冷却剂中的硼浓度，迫使调节棒在堆芯中移动，以调节反应堆轴向功率分布。

功率调节要求　对现代核电厂的功率调节要求如下：

(1) 在15%～100%额定功率范围内，可承受±10%阶跃负荷扰动。

(2) 在15%～100%额定功率范围内，可承受±5%/min线性负荷变化。

(3) 负荷跟踪。可进行的日负荷变化为：以24h为负荷循环周期，起始点为100%额定功率，随后在2h内从100%线性下降至50%额定功率，在此功率维持2～10h；再在2h内从50%线性增加至100%额定功率；在该周期的其余时间内保持为100%额定功率。

(4) 频率控制。能以2%额定功率/min的速率响应电网频率变化，实现±10%功率变化需求。

(5) 甩负荷能力。在蒸汽排放配合下允许甩100%外负荷后带厂用负荷连续稳定运行而不停堆，不向大气释放蒸汽。

冷却剂平均温度静态调节特性　压水堆具有良好的自稳自调特性，但随负荷变化参数波动较大。为改善调节性能，必须设置反应堆功率调节系统。压水堆冷却剂平均温度是重要的调节参数，其调节特性通常分为平调节特性、过调节特性和中间调节特性三种。

(1) 平调节特性。当负荷变化时，维持反应堆冷却剂的平均温度不变。此时调节棒参加的调节量较小，仅需补偿多普勒效应引起的反应性变化。但蒸汽参数会随负荷增加而下降，平均每增加1%负荷，蒸汽温度下降0.35～0.45℃，这将影响汽轮机热效率，并对汽轮机调节阀的要求很高，故只有早期少量核电厂用此方案。

(2) 过调节特性。当负荷变化时，蒸汽参数维持不变，但一回路的平均温度变化较大，平均每增加1%负荷，平均温度上升0.3～0.4℃。由于温度效应和多普勒效应的作用，反应性变化较大，要求调节棒具有较大的补偿能力，因此在适应负荷变化的能力上较差。俄罗斯的VVER 1000堆用过此方案。

(3) 中间调节特性。介于平调节特性和过调节特性之间的调节特性，即平均温度随汽轮机负荷线性增加，其斜率（因核电厂设计而异）比过调节特性小，因而蒸汽参数随负荷增加略有下降。例如，每增加1%负荷，一回路平均温度上升约0.22℃，而蒸汽温度下降0.1～0.15℃。现代核电厂基本采用此方案。

功率分布控制　堆芯内功率密度分布天然不均匀，再加上受燃耗分布、氙浓度分布不均匀及控制棒分布和插入堆芯深度等影响，堆芯内功率密度分布更加不均匀。为了避免热点处线功率密度过大引起燃料芯块熔化和发生偏离泡核沸腾引起燃料棒烧毁，必须对功率密度分布（简称功率分布）进行控制。功率分布分径向功率分布和轴向功率分布。径向功率可通过采用不同燃料浓度分区、可燃毒物、对称的控制棒布置和正确的控制棒移动顺序等予以展平。现代压水堆均采用常轴向偏移（AO）控制策略。反应堆只允许在ΔI（上下两段长中子电离室测量的中子注量率偏差）允许运行区内运行，若超出此区域，必须进行AO控制。

反应堆功率调节和轴向功率分布控制相互关联，各核电厂采用不同的系统组成来达到此目标。AP1000堆在85%寿期内只采用机械补偿方法，即全部采用控制棒来实现所需的功率调节和轴向功率分布控制，而不需要调节反应堆冷却剂中的硼浓度。许多二代改进型反应堆，当ΔI超出目标带后发出报警信号，再通过手动调节冷却剂中的硼浓度，迫使控制棒移动，从而使ΔI返回允许运行区内。

(1) AP1000堆。设有T_{avg}调节系统和AO控制系统，这两个系统是独立控制的。37束调节棒配置见表1。

表1　37束调节棒配置

调节棒	反应性当量	棒组代号	功能
功率调节棒	大（称黑棒）	M1、M2	T_{avg}调节
	小（称灰棒）	MA、MB、MC、MD	
轴向偏移（AO）棒	大	AO	AO控制

反应堆正常运行时，只有两组灰棒插在堆芯内进行调节，其他调节棒均从堆芯中抽出。灰棒由于其反应性当量小，在堆芯内移动时对轴向功率分布影响不大。AO棒只允许插入堆芯顶部较小范围内，当AO棒移动时对反应性影响很小，但对AO的影响较大，故可用于AO控制。

功率调节系统设有高、低功率调节两种模式。功率调节系统原理见图1。

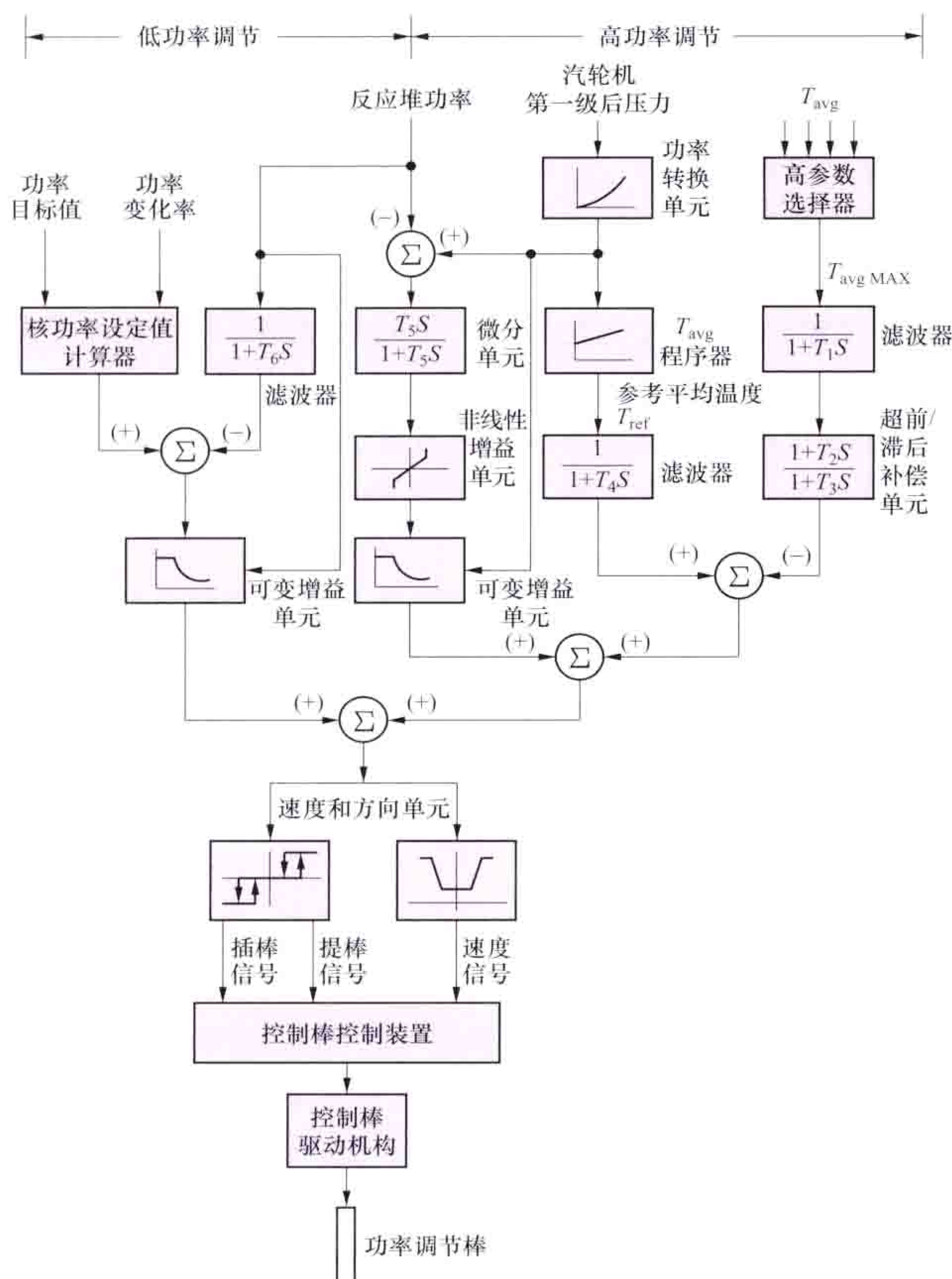


图1 功率调节系统原理

功率调节系统组成及工作原理为：

1）主控制回路。为安全起见，将输入的各环路平均温度信号经高参数选择器选择其中最高的平均温度作为控制信号。然后，经滤波电路，除去噪声。经超前/滞后补偿电路，补偿反应堆冷却剂温度传导和测量过程中的时滞。再输入信号比较装置，与设定值相比较，其偏差就作为调节棒驱动回路的主控制信号。

2）设定值确定回路。按照选定的 T_{avg} 静态调节特性，根据汽轮机的出力，给出相应的冷却剂平均温度设定值信号 T_{ref}，经滤波后送入信号比较装置。汽轮机出力信号可通过测量汽轮机第一级后的压力或发电机功率而得。

3）动态补偿回路。引入汽轮机负荷信号及反应堆功率偏差信号，采用前馈原理，经微分电路及二级放大后，输入信号比较装置，以加速调节系统的响应速度，改善调节品质。第一级为非线性放大电路，可加快对偏差大的信号的响应。第二级为可变增差放大电路，其增益随汽轮机出力增加而减少，以补偿反应堆传递函数的非线性。

4）调节棒驱动回路。根据信号比较装置输出信号（包括速度信号和方向信号），驱动调节棒移动。调节棒的动作速度正比于速度信号，但不能超过最大允许速度。为了在平衡点附近消除调节棒在微小的偏差信号作用下频繁振荡动作，在特性曲线零点附近设有死区和回环。

高功率调节模式适用于反应堆功率运行（15%～100%额定功率）。反应堆功率自动跟踪汽轮机负荷的改变，称为“堆跟机”模式（中国二代改进型反应堆功率调节的G模式和VVER 1000堆功率调节的T模式即为此模式）。在负荷变化瞬态中，先由功率调节棒根据 T_{avg} 的偏差信号移动，以调节反应堆功率，使一、二回路的功率达到新的平衡点，同时使 T_{avg} 达到程序设定值，调节棒便停止移动。然后由AO棒进行调节，使 ΔI 保持在允许运行区内，这样，一次功率调节过程便结束。

低功率调节模式适用于反应堆起动和低功率（0～15%额定功率）运行工况。此时反应堆功率目标值和功率变化率由手动设定，功率调节棒根据功率偏差信号进行控制，使反应堆功率达到目标值，同时通过汽轮机调节器的调节使汽轮机负荷跟随反应堆功率而变化，称为“机跟堆”模式（VVER 1000堆功率调节的N模式与此类似）。

轴向功率分布控制系统原理见图2。

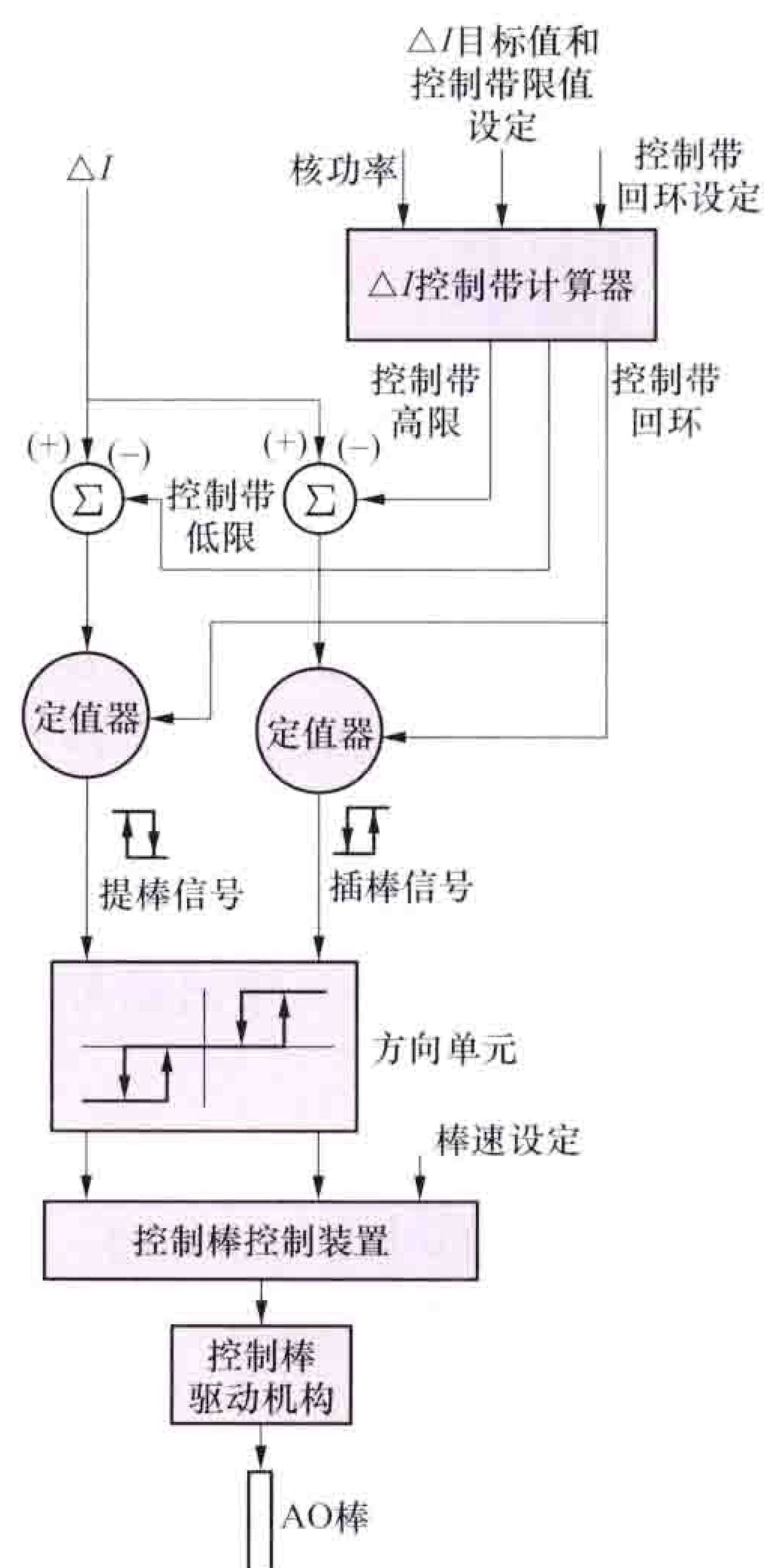


图2 轴向功率分布控制系统原理

测得的 ΔI 分别与由 ΔI 控制带计算器算得的控制带高限和低限进行比较，偏差信号超过限值，就驱动AO棒提升或下降，使 ΔI 返回到允许运行区内。为防止AO棒频繁动作，控制带设有回环。AO棒移动速度恒定。

（2）中国二代改进型反应堆。设有功率补偿棒调节系统和平均温度调节系统，两个系统同时投入自动调节。36束调节棒配置见表2。

表2 36束调节棒配置

调节棒	反应性当量	棒组代号	功　　能
功率补偿棒	大（称黑棒）	N1、N2	功率补偿棒位置跟踪汽轮机负荷变化
	小（称灰棒）	G1、G2	
平均温度调节棒	大	R	T_{avg} 调节

其功率调节采用G模式（即“堆跟机”模式），原理见图3。

反应堆正常运行时，2组黑棒从堆芯中抽出，2组灰棒插入堆芯进行调节。同时R棒也插入堆芯进行调节，以协同控制的方式同时达到功率调节和轴向功率分布控制的目的。

图 3　中国二代改进型反应堆功率调节系统原理

参考书目

张建民．核反应堆控制．北京：原子能出版社，2009.

yashuidui hedianchang

压水堆核电厂　(pressurized water reactor nuclear power plant，PWR NPP)　利用压水反应堆将核裂变能转换为热能，再产生蒸汽发电的电厂。压水堆是以高压高温水作为慢化剂和冷却剂的反应堆。压水堆核电厂正常运行时，向环境排放废气中的放射性低于烧煤电厂煤灰中的放射性，并且不会产生二氧化硫、二氧化碳及氮氧化物等有害气体。与气冷堆核电厂、重水堆核电厂和沸水堆核电厂相比，压水堆核电厂具有功率密度高、结构紧凑、安全易控、技术成熟、造价和发电成本较低等特点，因此它是国际上最广泛采用的商用核电厂。

压水堆核电厂组成　主要由核岛（nuclear island，NI）、常规岛（conventional island，CI）和电厂配套设施（balance of plant，BOP）组成。核岛是压水堆核电厂的核心，其作用是生产核蒸汽。它包括反应堆厂房（安全壳）、反应堆辅助厂房，以及设置在它们内部的系统和设备。核岛的系统、设备主要有压水堆本体、压水堆冷却剂系统（通常又称一次冷却剂系统或一回路主系统），以及为支持压水堆冷却剂系统正常运行和保证反应堆安全而设置的辅助系统。这些辅助系统主要有：化学和容积控制系统、压水堆余热排出系统；专设安全设施的压水堆安全注射系统、安全壳喷淋系统、压水堆安全壳氢气控制系统、压水堆安全壳通风和净化系统、压水堆安全壳隔离系统和辅助（应急）给水系统；进行放射性废物处理的放射性废气处理系统、放射性废液处理系统、放射性固体废物处理系统；燃料装卸储存检测系统等。常规岛主要包括核电汽轮发电机厂房和设置在厂房内的二回路系统及设施，其内容与常规火力发电厂类似。电厂配套设施是核电厂中除核岛和常规岛外的其他建筑物、构筑物及系统。压水堆核电厂及系统示意见图 1 和图 2，压水堆核电厂总体布置见图 3。

压水堆本体主要由反应堆堆芯、堆内构件、压力容器和控制棒驱动机构等部件组成，它通常有一两百个燃料组件，装在圆筒形压水堆压力容器内。与压力容器相连接的一回路，包括 2、3 条或 4 条并联的封闭环路。每条环路有 1 台蒸汽发生器、1 台或 2 台反应堆冷却剂泵（又称主泵）。整个系统设置一台带有安全阀和卸压阀的稳压器，以控制系统压力并提供超压保护。反应堆冷却剂经过蒸汽发生器加热二回路水，使之产生干度为 99.75%以上的饱和蒸汽或过热度为 25～30℃的微过热蒸汽。二回路和核电汽轮机系统与火力发电厂汽轮发电机组及其汽水系统相似，但汽轮机多为饱和蒸汽汽轮机，并且设置有 40%～85%额定蒸汽量排放能力的蒸汽旁路排放系统，以避免核电厂甩负荷时一、二回路超压并减少蒸汽向大气排放。此外，还设置有应急动力源和应急水源，以保证安全停堆和排出余热，并保持安全停堆状态。

工作原理　压水堆内，作为中子慢化剂和一次冷

图 1　压水堆核电厂

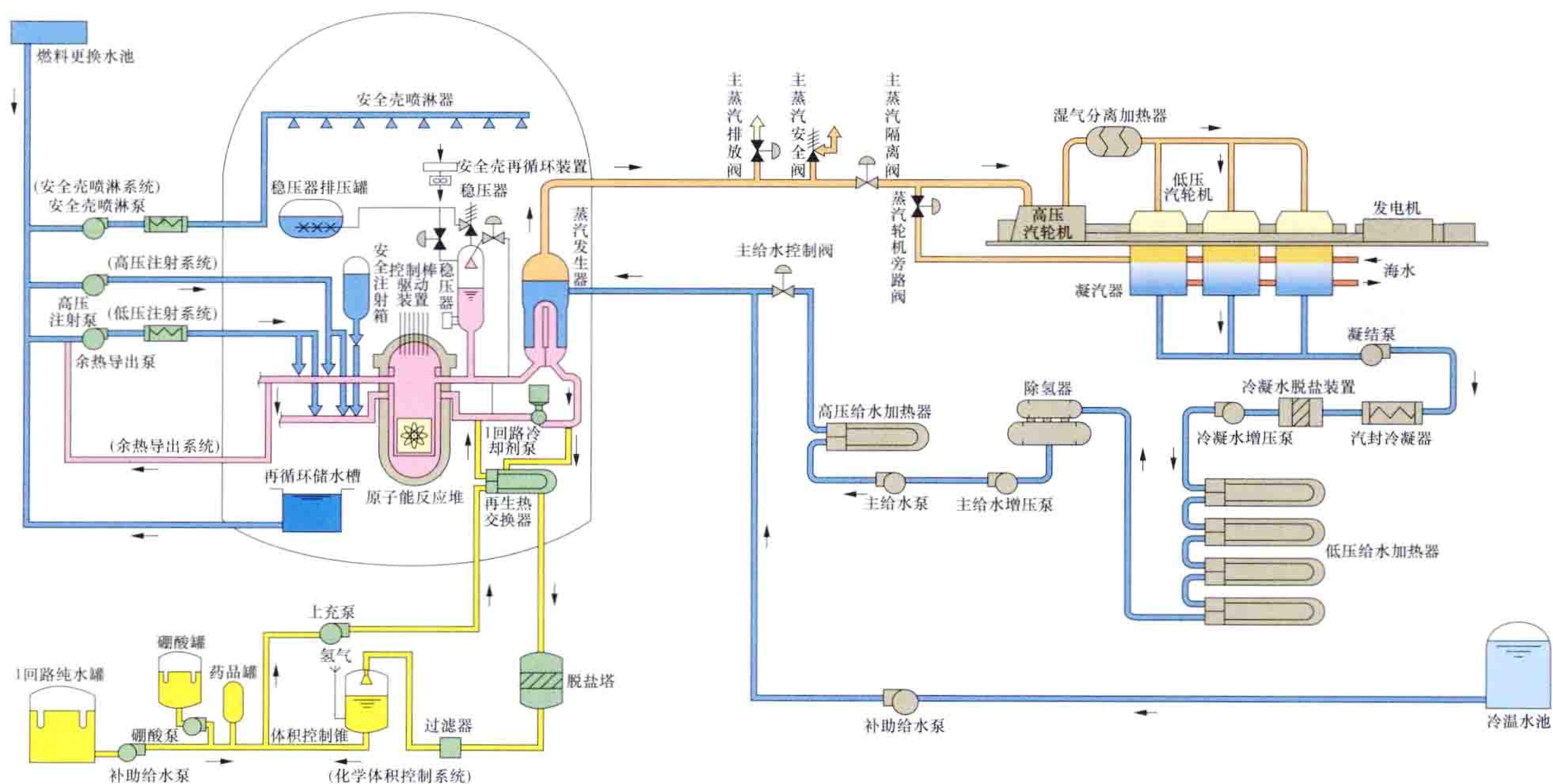


图 2 压水堆核电厂系统

却剂的高温、高压水（通常加硼以调节反应性）从燃料组件中流过，而被进一步加热，温度升高 30℃左右的一回路水进入蒸汽发生器，将二回路中水加热产生蒸汽。一回路水温度降低后，由主泵再送回堆芯，这样在一回路中循环流动。一回路运行压力通常为 15.2～15.5MPa。一回路水在压力容器出口的温度通常比运行压力下的饱和温度低 20℃左右，所以其流动状态为欠热液相流动。

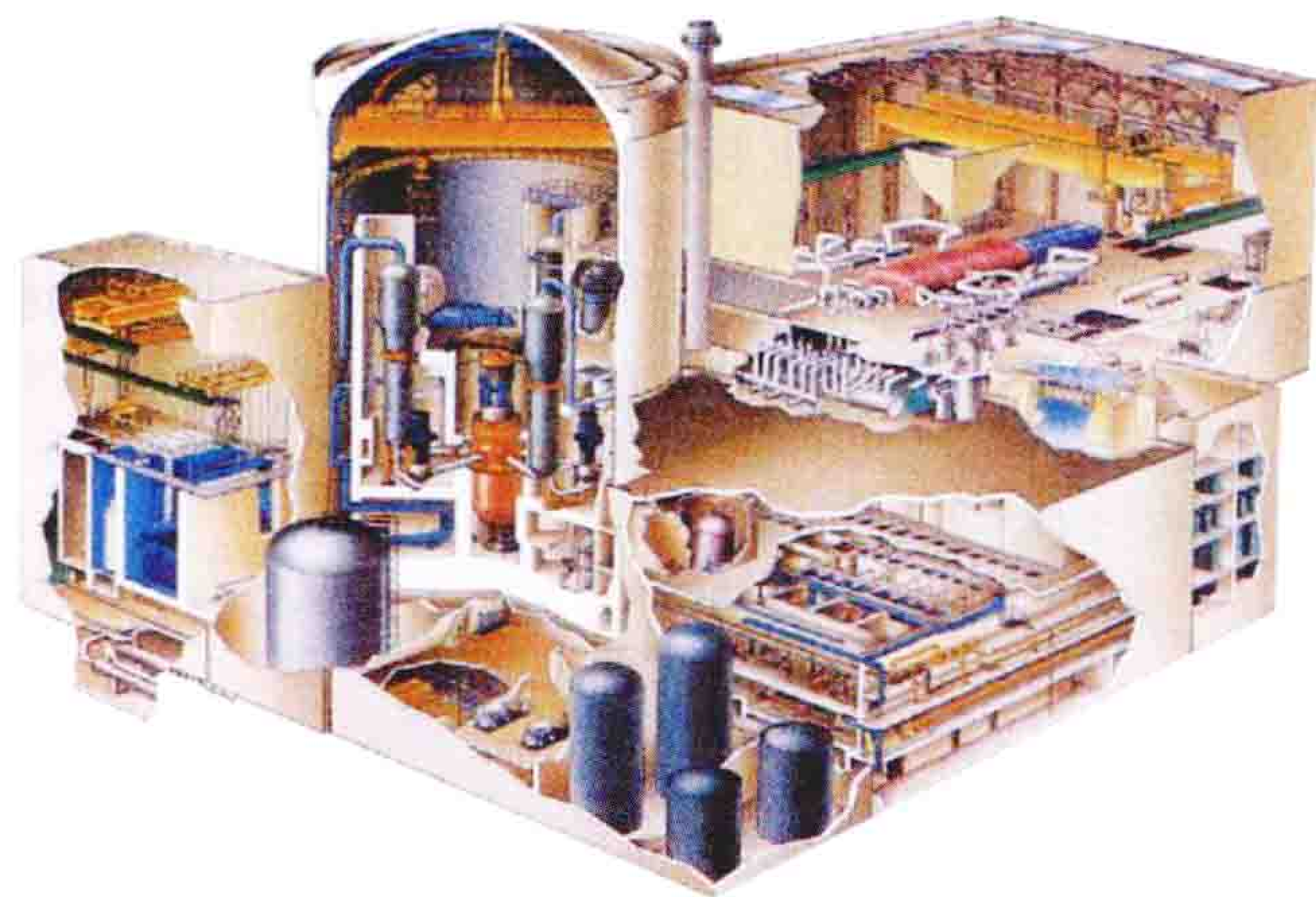


图 3 压水堆核电厂总体布置（M310）

从蒸汽发生器出来的饱和蒸汽或微过热蒸汽进入汽轮机膨胀做功，带动发电机发电。

发展简史和现状　1954 年，美国建成第一艘以压水堆为动力源的核潜艇“鳐鱼”（Nautilus）号。1957 年，建成电功率为 60MW 的希平港（Shippingport）压水堆核电厂。1961 年，美国西屋（Westinghouse）公司建成电功率为 175MW 的杨基·罗（Yankee Rowe）压水堆核电厂。20 世纪 60 年代末至 70 年代初，陆续建造了一大批压水堆核电厂，单堆电功率达 1200MW。西欧各国（除英国外）和日本均从该公司引进技术研制压水堆核电厂。其中法国发展较快，核电容量达到世界第二位，核能发电量已占全国总发电量的 76%以上。美国燃烧工程（Combustion Engincering）公司研制的 system80＋压水堆，单堆功率达 1350MW，设两条环路，每条环路设一台蒸汽发生器和两台主泵。B&W 公司还采用了立式直管（管外）直流蒸汽发生器，产生微过热蒸汽，使核电厂效率提高 15%左右。

1964 年，苏联建成新沃龙涅兹（Novo Voronezh）原型压水堆核电厂。后来于 20 世纪 70 年代初建成一批电功率为 440MW 的标准设计压水堆核电厂，并向东欧各国出口。80 年代开始建造电功率为 1000MW 的压水堆核电厂。

从 21 世纪开始，核能发电进入第三阶段，即先进核电厂阶段（第三代核电厂）。美国已开发一种满足美国《电力公司要求文件》（URD）的先进压水堆核电厂，即西屋公司设计的 AP1000 先进压水堆核电厂，AP1000 的主导设计思想是：简化一次冷却剂系统设计及其布置，采用非能动安全系统，模块化设计和建造。其安全级厂房和设备，如泵、阀门、管道、电缆等数量比传统商用核电厂有较大的减少。法国法马通和德国西门子公司联合开发满足《欧洲电力公司要求》（EUR）的 1700MW 级压水堆核电厂（EPR）。它采取增加安全系统的冗余度，降低燃料棒的线功率密度，加大单机组容量，采取相应的严重事故预防和缓解措施以进一步提高核电厂的安全性能，降低了单位功率造价。

此外，属于第三代核电技术的压水堆核电厂还有：①日本三菱公司开发的 APWR、APWR＋先进压水堆核电厂；②韩国电力工程公司开发的 APR1400 先进压水堆核电厂等。

截至 2011 年底，全世界已建成运行的压水堆核电厂有 268 座，总电功率为 249GW，占全世界已运行核电功率的 65.35%。预计在快中子增殖堆和其他先进堆成熟以前，压水堆将仍然是核电厂的主要堆型。

表 1、表 2 中分别列出国际上不同容量的传统商用压水堆核电厂主要参数和中国压水堆核电厂主要参数。

表 1 国际上不同容量的商用压水堆核电厂主要参数

参数名称	单位	日本美滨 1 号	德国 Stade	法国 Cpy	法国 P4	俄罗斯 BB3P	美国 M412	美国 CE 系统 80
电功率	MW	340	662	966	1348	1000	1248	1382
热功率	MW	1031	1892	2785	3817	3000	3411	3800
环路数		2	4	3	4	4	4	2
每环路冷却剂流量	t/h	12644	11000	17550	16420	16000	17350	25288
反应堆运行压力	MPa	15.5	15.5	15.5	15.5	15.7	15.5	15.5
冷却剂进口温度	℃	294	284.6	287.5	293	289.7	287.5	296
冷却剂出口温度	℃	322	311.1	325	328.4	320	325	328
蒸汽压力	MPa	5.5	5.0	5.8	6.8	6.0	6.1	7.03
蒸汽温度	℃	270	265	278	285.3	274.3	278	285
汽轮机转速	r/min	1800	1500	1500	1500	3000	1500	1800
堆芯等效直径	m	2.47	2.99	3.04	3.37	3.16	3.73	3.65
堆芯高度	m	3.05	3.05	3.66	4.25	3.53	3.66	3.81
平均功率密度	kW/L	71	85.6	105	103.9	108	105	95.6
燃料装量	t	40	56.0	63.9	78.6	76	89	116
铀-235 富集度	%	3.2	3.29	3.2	3.16	4.4	3.2	3.2
设计燃耗	MW・d/t	31500	32500	35000	33000	40000	45000	45000
燃料组件数		121	157	157	193	161	193	241
燃料棒外径	mm	10.70	9.5	9.5	9.5	9.1	9.5	9.5
燃料棒包壳壁厚	mm	0.62	0.57	0.57	0.57	0.57	0.57	0.57
燃料棒线功率	kW/m	15.5	16.7	17.8	17.5		17.8	18.14
反应堆容器直径	m	3.3	4.40	4.39	4.40	4.57	4.10	4.62
反应堆容器高度	m	11.0	12.5	13.20	13.6	19.122	13.2	16.2
投入运行年份		1970	1972	1980	1985	1990	1992	1993

表 2 中国压水堆核电厂主要参数

参数名称	单位	秦山 机组	秦山二期 1～4 号机组	大亚湾 1、2 号机组	岭澳 1～4 号机组	台湾马鞍山 1、2 号机组	田湾（连云港） 1、2 号机组
电功率	MW	310	689	985	966	951	1000
热功率	MW	1035	1930	2895	2895	2785	3000
环路数		2	2	3	3	3	4
每环路冷却剂流量	t/h	12000	24000	16754	16754	16530	21500
反应堆运行压力	MPa	15.2	15.5	15.2	15.2	15.7	15.7
冷却剂进口温度	℃	287.9	293.8	292.4	293.4	291.7	289.7
冷却剂出口温度	℃	316.1	327.2	327.6	328	328.7	321
蒸汽压力	MPa	5.5	6.66	6.6	6.6	6.56	6.27
蒸汽温度	℃	270	282	282	280	281	278
汽轮机转速	r/min	3000	3000	3000	3000	1800	3000
堆芯等效直径	m	2.40	2.67	3.2	3.2	3.04	3.16
堆芯高度	m	2.90	3.66	3.66	3.66	3.66	3.53
平均功率密度	kW/m^3	73.5	94.3	109	107	105.5	108
燃料装量	t	40.7	55.8	72.4	72.4	66.64	76
铀-235 富集度	%	3.4	3.4	3.04	3.04	3.80	4.4
设计燃耗	MW・d/t	30000	32000	33000	33000	40000	40000
燃料组件数		121	121	157	157	157	163
燃料棒外径	mm	10.0	9.5	9.5	9.5	9.35	9.1
燃料棒包壳壁厚	mm	0.70	0.57	0.57	0.57	0.57	0.57

续表

参数名称	单位	秦山 机组	秦山二期 1～4号机组	大亚湾 1、2号机组	岭澳 1～4号机组	台湾马鞍山 1、2号机组	田湾（连云港） 1、2号机组
燃料棒线功率	kW/m	14.5	16.1	18.6	18.2	17.81	
反应堆容器直径	m	3.73	3.55	4.39	4.39	3.98	4.57
反应堆容器高度	m	10.71	12.975	13.2	13.2	13.0	19.122
投入运行年份		1991	2003～2012	1993	2003～2012	1985	2007

参考书目

郑明光，杜圣华．压水堆核电站工程设计．上海：上海科学技术出版社，2013.

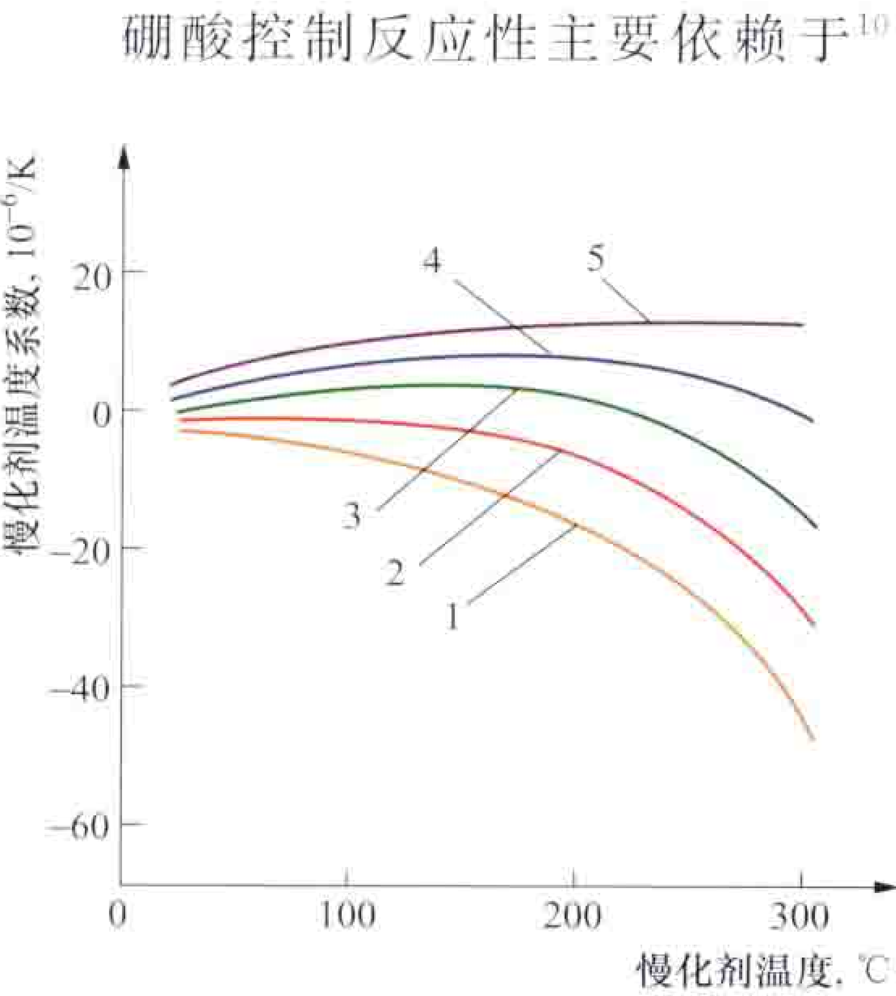
yashuidui hedianchang fanyingxing kongzhi

压水堆核电厂反应性控制

（reactivity control of pressurized water reactor nuclear power plant） 对压水堆核电厂堆内剩余反应性的控制。压水堆核电厂（包括AP1000先进压水堆核电厂）运行中反应性控制一般是化学补偿控制、控制棒控制与可燃毒物控制三种方式联合使用。

化学补偿控制 硼酸（H_3BO_3）是一种适宜、安全而可溶性好的中子化学毒物，主要用于补偿反应堆内一些慢变化的反应性，包括：①反应堆从冷态到热态（零功率）的慢化剂温度效应所引起的反应性变化；②易裂变同位素（见核素）燃耗和长寿命裂变产物积累所引起的反应性变化；③平衡毒性（^{135}Xe、^{149}Sm）所引起的反应性变化。化学补偿控制在三种控制方式中控制反应性量最大。载硼运行是压水堆核电厂运行的重要特点。硼酸溶解在一回路冷却剂内，对整个堆芯的反应性影响比较均匀。硼酸不但不会引起堆芯功率分布畸变，而且在燃料分区装载的情况下，还能降低功率峰值因子，提高反应堆的平均功率。硼酸浓度可以根据运行需要来调节；硼酸溶液不占堆芯栅格位置，也不需要设置驱动机构等，简化了反应堆的结构。

硼酸控制反应性主要依赖于^{10}B的核特性。天然硼是由80.2%的^{11}B和19.8%的^{10}B组成。^{10}B的热中子吸收截面很大，约为$3.8\times10^{-25}m^2$。硼酸控制的缺点在于它只能控制慢变化的反应性，且有一定的时间滞后。硼浓度对慢化剂温度系数有着重要的影响（见图）。由图可见，在较大硼浓度下和/或在慢化剂温度较低的情况下，均容易出现正的慢化剂温度系数，不安全。这正是不允许反应堆在低温下达到临界的原因之一。



纵坐标零以下为负数

不同硼浓度下慢化剂温度系数与慢化剂温度的关系

1—0；2—500×10^{-6}；3—1000×10^{-6}；4—1500×10^{-6}；5—2000×10^{-6}

压水堆核电厂运行技术规格书规定：运行中应使慢化剂温度系数保持负值。在反应堆工作温度下（280～310℃），硼浓度应不大于1400μg/g（1400ppm）。

控制棒控制 控制棒能保证在紧急情况下立即停堆，并满足：①补偿满功率的功率亏损；②补偿功率瞬变时氙（^{135}Xe）变化引起的异常功率分布；③提供足够的停堆深度；④改变慢化剂平均温度，使其对任何功率水平均保持在设计值内；⑤调节由于温度、硼浓度或空泡效应等引起的小反应性变化的要求。

压水堆核电厂采用束棒型控制棒，它有如下优点：①吸收材料均匀分布在堆芯，从而使堆内热功率均匀分布；②提高了单位质量和单位体积的吸收材料吸收中子的效率，大大减少了控制棒的重量；③当控制棒提升时，留下的水隙对功率分布畸变的影响较小。

压水堆核电厂的控制棒应用最多的材料为Ag（80%）-In（15%）-Cd（5%）合金。（见反应堆控制材料）

可燃毒物控制 反应堆首次装料时，新燃料组件没有燃耗，不含裂变产物，所以剩余反应性很大。在控制棒数目不变的条件下，如果只靠增加硼浓度来满足反应性控制的要求，硼浓度很可能超过1400×10^{-6}，此时慢化剂温度系数将出现正值，不符合技术规格书的规定。因此，提出了在新堆芯内添加一定的可燃毒物方案。可燃毒物是一种固体中子吸收材料，能随本身的逐渐消耗而补偿燃耗所引起的反应性的减少。它不但可以补偿剩余反应性，如果在堆内合理布置，还可以起到展平径向功率分布的作用。随着反应堆换料周期的延长（换料周期从过去的12个月逐步过渡到18或24个月），在反应堆芯内添加可燃毒物，不仅用于首次装料，还将根据需要用于后续堆芯换料。国际轻水堆核电厂采用的可燃毒物有碳化硼、硼硅玻璃、氧化钆（Ga）和硼化锆四种类型。

参考书目

郑福裕．压水堆核电厂运行物理导论．北京：原子能出版社，2009.
林诚格．非能动安全先进压水堆核电技术．北京：原子能出版社，2010.

yashuidui hezhengqi gongying xitong

压水堆核蒸汽供应系统

（PWR nuclear steam supply system，NSSS） 压水堆核电厂中利用核燃料的裂变能转变为蒸汽热能以供给汽轮机做功的系统。压水堆核蒸汽供应系统是压水反应堆、一次冷却剂系统、支持反应堆冷却剂系统正常运行并直接与反应堆冷却剂系统相连接的主要辅助系统，以及保证反应堆安全的专设安全系统的总称，又称核供汽系统。这一术语常正式出现于一些国家的核电厂建设的商务合同和技术文件中，所指的具体范围，对不同的机型有所不同，也随不同的核电厂供应商而有所差异。

yashuidui keranduwu zujian

压水堆可燃毒物组件 (PWR burnable poison assembly) 其内装载的中子吸收体能随着反应堆的运行不断被中子消耗，从而将其吸纳的反应性也能随着反应堆的运行不断地被释放出来的反应性控制组件。其功能是减少第一个核燃料循环的反应堆初始后备反应性；减少冷却剂中的硼浓度，与控制棒组件、冷却剂硼浓度共同调节反应性，保证反应堆具有负的慢化剂温度系数。可燃毒物组件按物理设计要求，被分散布置在堆芯适当位置的燃料组件中，有利于展平功率分布，提高功率密度。从堆芯第二次核燃料平衡循环起，根据设计要求，需在可燃毒物组件取出的位置，换上阻流塞组件。

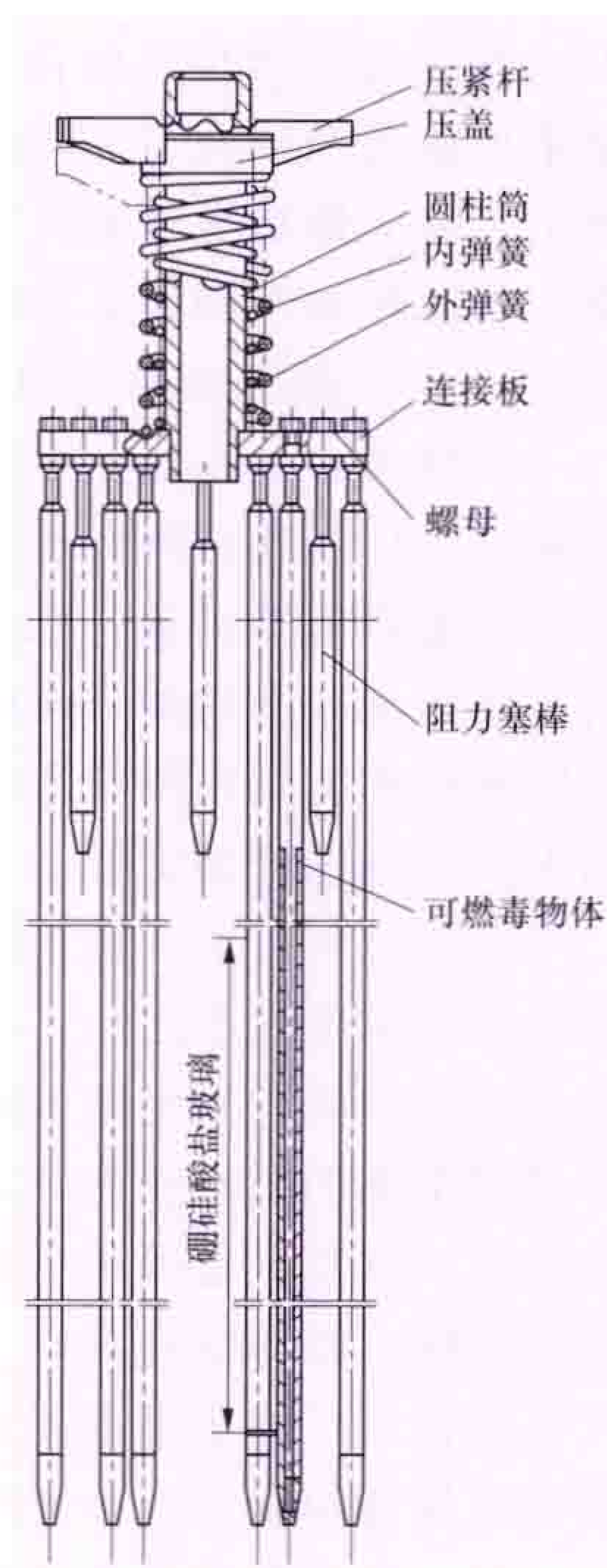


图 1 可燃毒物组件

可燃毒物组件由可燃毒物棒、连接板和压紧组件等组成（见图 1）。可燃毒物棒（见图 2）由不锈钢包壳管、硼硅酸盐玻璃可燃毒物棒和上下端塞组成。上下端塞与不锈钢包壳管焊接，将可燃毒物棒和内衬管封在包壳内。内衬管用于防止可燃毒物棒蠕变坍塌。连接板上开有 24 个棒位孔，用来连接可燃毒物棒。压紧组件有内外弹簧、压紧杆等部件，用于固定和压紧可燃毒物棒。硼硅酸盐玻璃是强吸收中子材料，它随燃料的燃耗而消耗，其线含硼量约为 0.028g/cm。

国际轻水堆核电厂堆芯中采用的可燃毒物有碳化硼、硼硅玻璃、氧化钆和硼化锆四种类型。以西屋公司 AP1000 的湿环形可燃毒物为例，碳化硼可燃毒物由 Al_2O_3-B_4C 环形芯块封装在两个同心锆合金管内，端部用端塞密封焊接，在下端塞上开有通水孔，允许冷却剂从内管通过。法国采用硼硅玻璃可燃毒物，是将硼溶解在硅酸盐玻璃中，拉制成玻璃管状，外壳用不锈钢包覆而制成棒状毒物。氧化钆和硼化锆是属于整体型可燃毒物，它与核燃料做成一体。例如，氧化钆可燃毒物是将三氧化钆和二氧化铀粉末压制、烧结成带可燃毒物的燃料芯块；而硼化锆可燃毒物是将硼化锆喷涂在燃料芯块表面，形成一层薄的 ZrB_2 可燃毒物层，然后将这些整体燃料封装在锆合金包壳管内制作可燃毒物棒。这种可燃毒物组件称为一体化燃料可燃毒物棒（IFBA）。

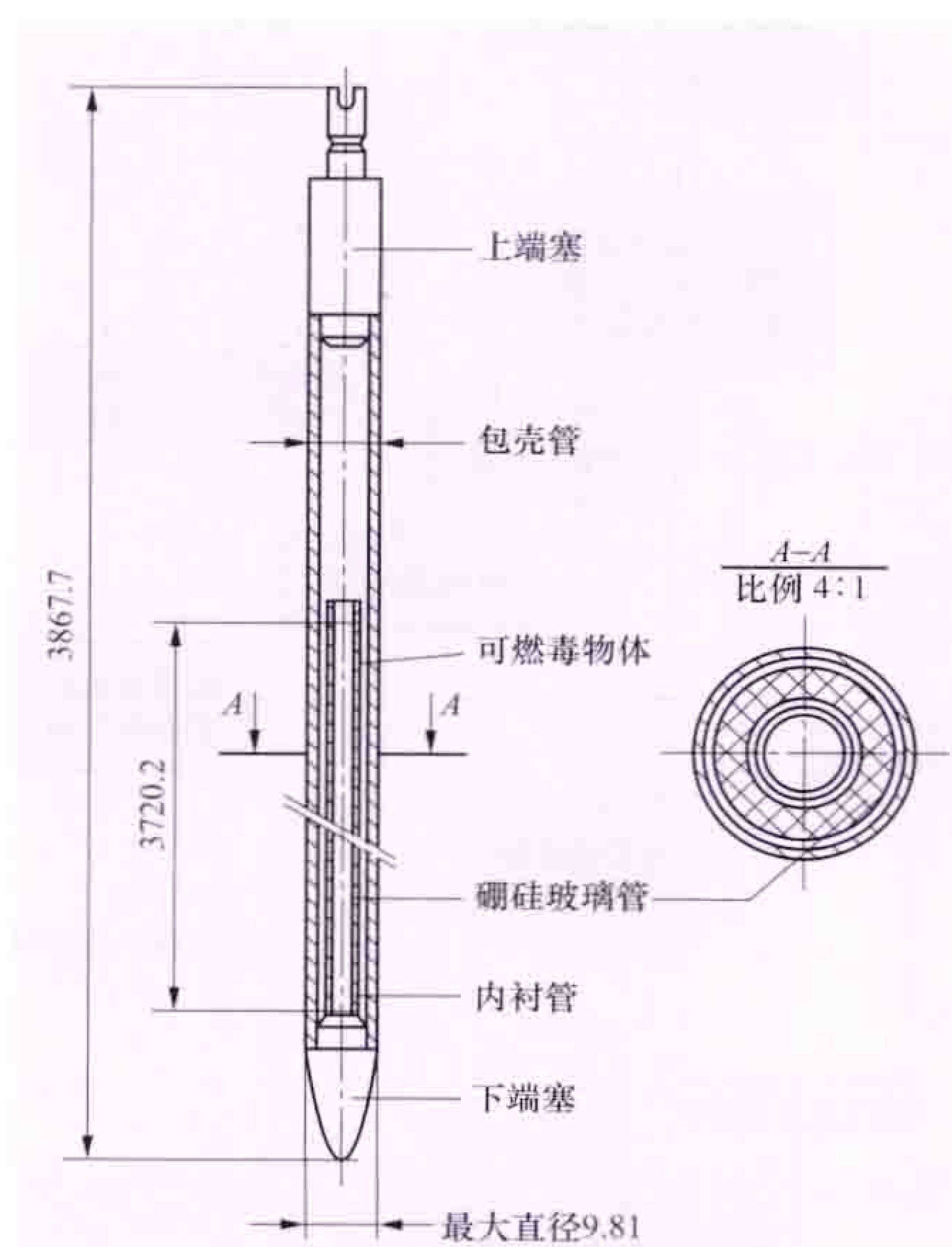


图 2 可燃毒物棒

yashuidui kongzhi

压水堆控制 (pressurized water reactor control) 使压水堆的状态参数维持在运行工况规定的范围内，或改变压水堆的状态参数使其达到给定范围的技术。压水堆控制属于安全相关或非安全功能。压水堆控制主要包括反应堆功率控制、稳压器压力控制、稳压器水位控制、蒸汽发生器水位控制、蒸汽排放控制。

反应堆功率控制 见压水堆功率调节系统。

稳压器压力控制 借助稳压器的电加热器（在水区内）和喷雾器（在蒸汽区内），保持稳压器压力在规定范围内，以免压力过低导致堆芯偏离泡核沸腾，压力过高导致一回路系统过压。稳压器压力控制系统见图 1。

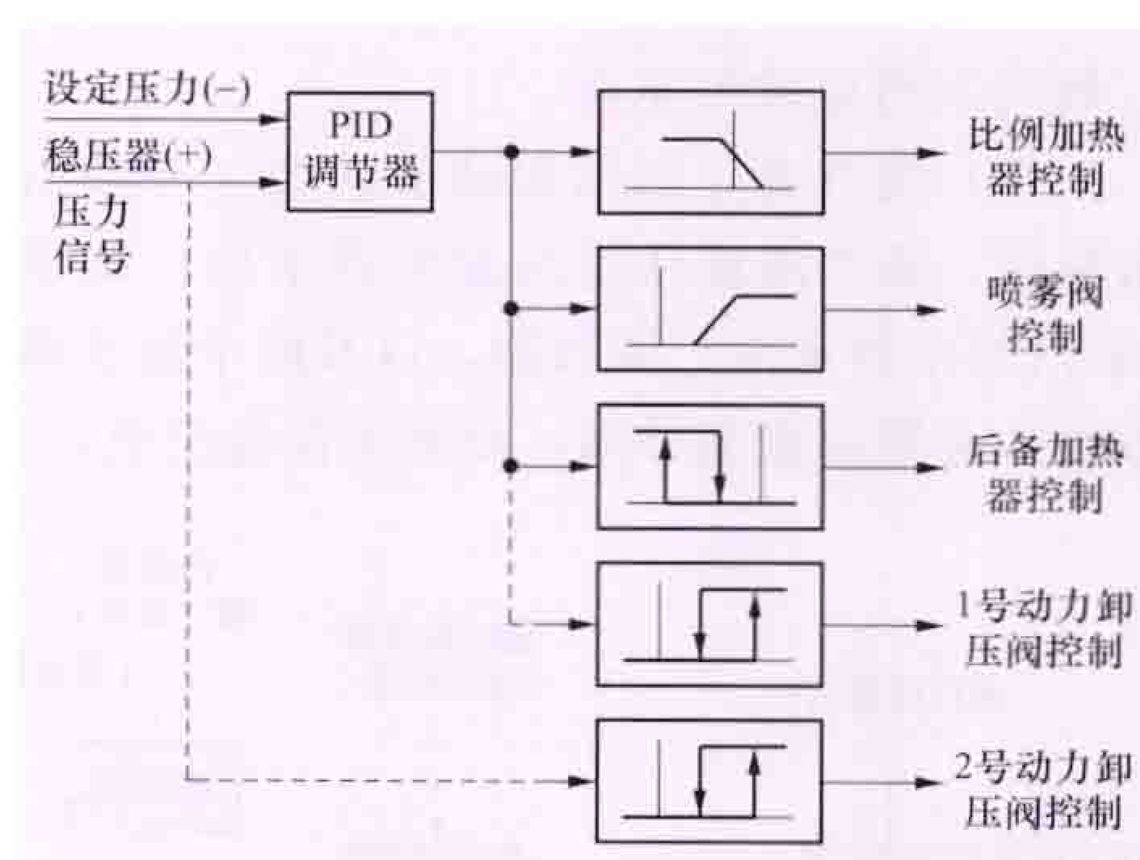


图 1 稳压器压力控制系统

浸入式电加热器装在靠近稳压器的底部，由比例加热器和后备加热器两部分组成。正常运行时，比例加热器投入工作，用来自动控制由于参数波动和热损失引起的压力小范围变化。当压力信号过低时，后备加热器就通电投入工作，在稳压器内产生更多的蒸汽，从而使压力迅速上升。在稳压器顶部设有喷雾器，引入一回路冷段主泵出口的高压水，当压力信号过高时，喷雾阀就打开进行喷雾，使蒸汽冷凝，从而使稳压器压力下降，喷雾流量是自动调节的。另外，作为超压保护，在早期的压水堆上还设有动力卸压阀和弹簧式安全阀，在负荷降低很多而蒸汽排放系统没有动作导致压力增加过大时，两个卸压阀依次打开，将稳压器内蒸汽排至卸压箱，使压力迅速下降。若压力继续增加，则安全阀动作，以抑制超压，保护设备。现代压水堆多采用 3 个先导式安全阀，取代卸压阀和安全阀。稳压器压力控制系统在 0～100%额定功率范围内可自动或手动控制。

稳压器水位控制 反应堆冷却剂系统水装量，即稳压器水位是通过调节上充流量来控制的。在核电厂正常运行期间，至少有一台上充泵连续地运转，以平衡进入化学和容积控制系统进行净化处理的下泄流量。稳压器水位控制系统见图 2。稳压器水

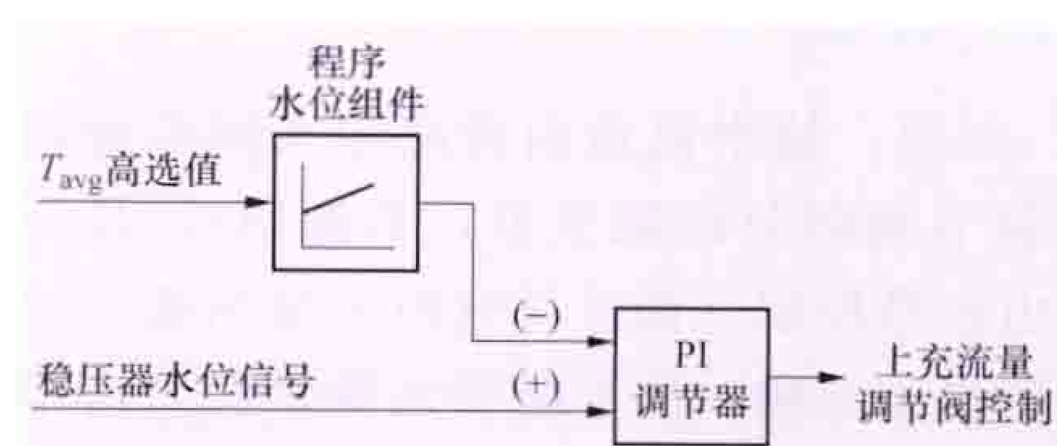


图 2 稳压器水位控制系统

位被设定为反应堆冷却剂平均温度的函数，它随着反应堆功率的增加而线性增高，这是由于从低功率升至满功率，冷却剂平均温度升高引起冷却剂膨胀，因此将程序水位设定为尽可能地同由于冷却剂平均温度变化所引起的水位变化相一致，可减少调节阀的动作频度和减小其开度。控制系统的输出信号操纵上充流量调节阀，以调节上充流量。稳压器水位控制系统在0～100％额定功率范围内可自动或手动控制。

蒸汽发生器水位控制　调节进入蒸汽发生器二次侧的给水流量，补偿核电厂正常瞬态期间由于温度变化引起的二次侧水体积收缩或膨胀，以及蒸汽出力变化造成的水位变化，使蒸汽发生器的水位保持在规定范围内，防止反应堆事故停堆。蒸汽发生器水位控制系统一般由蒸汽发生器给水调节系统组成，但为了降低核电厂低功率运行时的泵送功率及对给水调节阀的要求，中国二代改进型堆增加了给水泵速度调节系统。

（1）给水泵速度调节系统。用于调节给水泵的转速，使给水泵出口母管和蒸汽母管之间的压差保持为规定的程序设定值，此值随负荷增大而增加，从而使调节阀的压差接近恒定。早期核电厂采用的给水泵为汽动给水泵，但现代核电厂一般均采用电动给水泵。

（2）蒸汽发生器给水调节系统。一般由一个三冲量（给水流量、蒸汽流量和蒸汽发生器水位）调节器和一个单冲量（蒸汽发生器水位）调节器，以及两个给水调节阀（主给水调节阀和旁路给水调节阀）及有关设备组成，见图3。

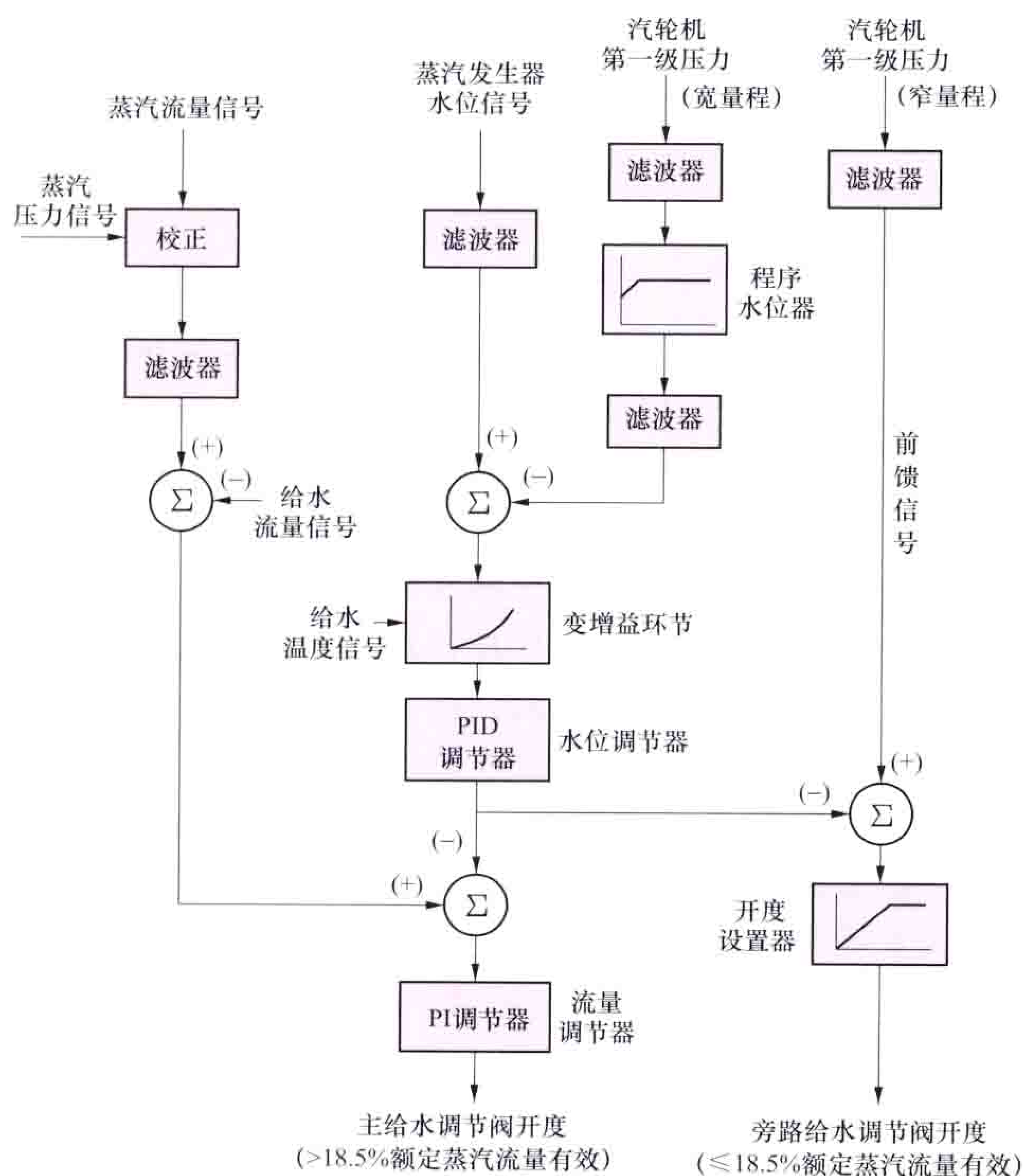


图3　蒸汽发生器给水调节系统

当负荷在0～18.5％时，给水流量由旁路给水调节阀调节（低负荷时主给水调节阀调节性能很差，不能用），其开度由单冲量调节器输出信号控制（低负荷时因流量测量装置两端压差太小，流量测量不准确，故不能引入流量误差信号作前馈信号），而用与汽轮机负荷成正比的汽轮机第一级压力作为前馈信号预置阀门开度，以改进系统的调节品质。当负荷高于18.5％时，给水流量由主给水调节阀调节，其开度由三冲量调节器输出信号控制。水位误差信号经过变增益环节，此增益随给水温度升高而增大，以便在低负荷时增益系数小，使水位调节过程稳定，避免调节阀频繁动作；而在高负荷时增益系数大，使水位调节过程更灵敏。蒸汽发生器的设定水位是负荷的函数。当负荷在0～20％时，程序水位随负荷增加而线性增加；当负荷高于20％时，水位恒定，顺应低功率时蒸汽发生器内水比较剧烈的热胀冷缩现象，以减轻给水调节系统的负担。蒸汽发生器给水调节系统在0～100％额定功率范围内可自动或手动控制。

非能动安全系统压水堆AP1000给水调节系统的高给水流量（≥10％满功率）需求由给水系统的调节阀配以单冲量或三冲量调节器实现，低给水流量（＜10％满功率）需求则由起动给水系统的调节阀配以单冲量调节器实现，用零功率程序水位和宽量程测量水位的差作动态补偿，但其控制原理和方法与其他堆型类似。

蒸汽排放控制　蒸汽排放控制系统的作用是在汽轮机负荷突然大幅度减小之后，有控制地将蒸汽直接排放至凝汽器或大气，在蒸汽发生器上保持一个人为的负荷以减小反应堆冷却剂系统的瞬态变化，从而避免出现超温度或超压力的事故停堆。该系统也可用于在热停堆和冷停堆过程中排出反应堆的余热，冷却反应堆，以及在反应堆起动时排出多余蒸汽，使核电厂处于平衡无负荷状态。蒸汽排放控制系统有蒸汽旁路排放控制系统和大气释放控制系统两个子系统。

（1）蒸汽旁路排放控制系统。一般由4～15个蒸汽排放阀（分成若干组）、控制器和双稳态触发电路等组成，见图4。当汽轮机发生超过10％以上的甩负荷时，根据环路平均温度最大值与参考平均温度的差值，通过双稳态触发电路使蒸汽排放阀组依次快速打开，或通过甩负荷控制器使蒸汽排放阀组依次按比例地开启。然后随着反应堆降功率系统和功率调节系统动作，反应堆功率迅速并逐步降低，冷却剂平均

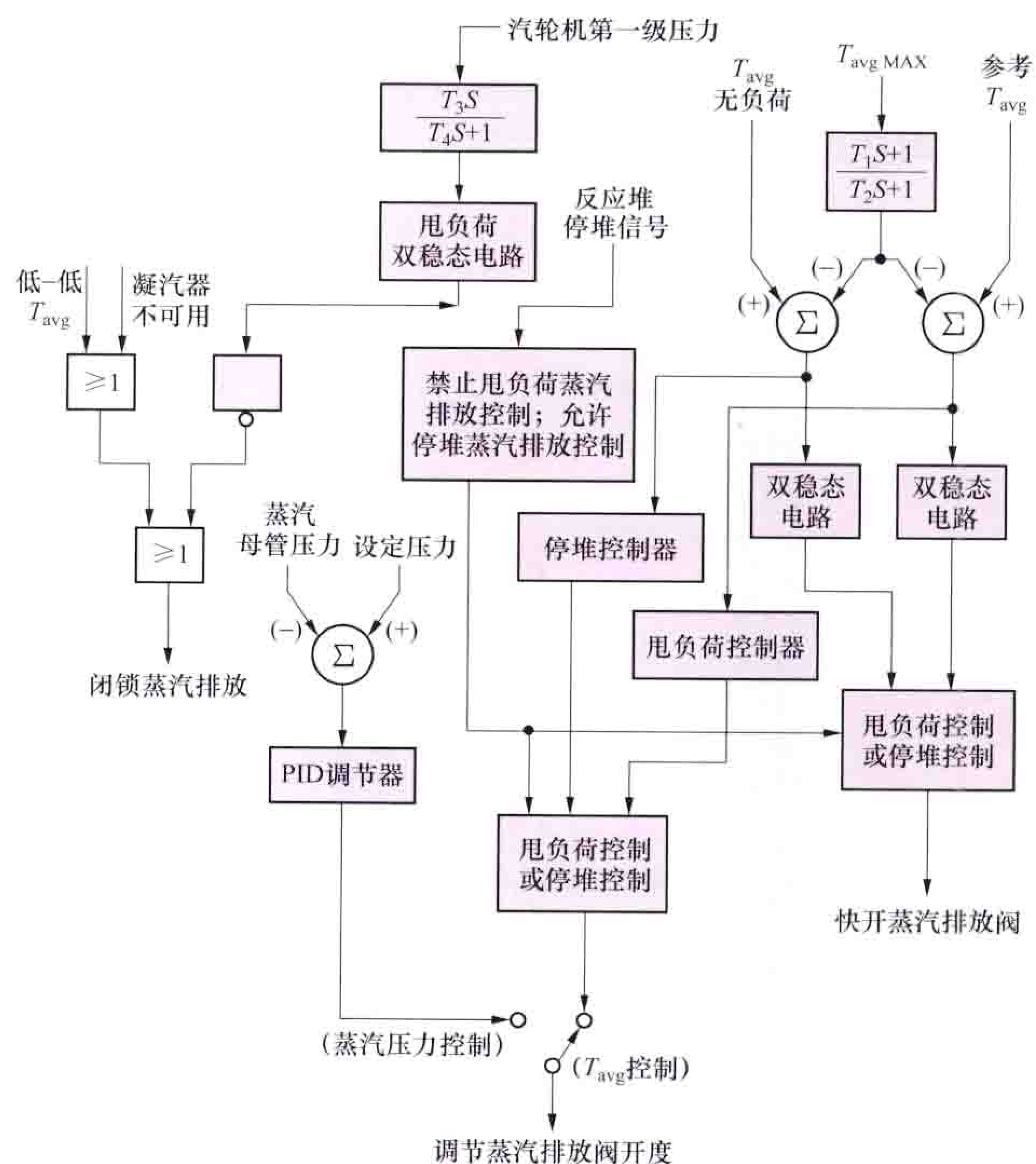


图4　蒸汽旁路排放控制系统

温度不断下降，蒸汽排放阀组便依次逐渐关闭。待反应堆功率和汽轮机负荷重新匹配及冷却剂平均温度达到新的参考平均温度值时，蒸汽排放阀全部关闭，甩负荷过程即告终止。蒸汽排放阀的排放容量视核电厂甩负荷适应能力及反应堆快速降功率的能力而定，一般为40%～85%额定蒸汽流量。AP1000堆快速降功率能力为50%额定功率，蒸汽排放阀容量为40%额定蒸汽流量。蒸汽排放阀的快速开启时间为2～3s。为避免小负荷扰动时蒸汽排放阀动作，设有排放闭锁和甩负荷探测电路，通过探测汽轮机第一级后压力的变化速率，来判断汽轮机负荷减少的速率。若降负荷速率超过10%阶跃变化或5%/min线性变化，则解除闭锁，允许蒸汽排放。当测得反应堆停堆信号后，由停堆（排放）控制器代替甩负荷（排放）控制器工作。

在反应堆起动和热停堆期间，采用蒸汽母管压力控制方式，压力整定值可手动调整，通过PID调节器以控制蒸汽排放。

(2) 大气释放控制系统。每台蒸汽发生器设有一个大气释放阀，在核电厂起、停过程中，当凝汽器尚未投入工作或不能使用，或旁路排放能力低于甩负荷量时，大气释放阀投入工作，保持蒸汽压力在规定的限值以内，见图5。大气释放阀排放容量一般为额定蒸汽流量的15%左右。向大气排放是蒸汽压力控制的最后措施，属安全级功能。

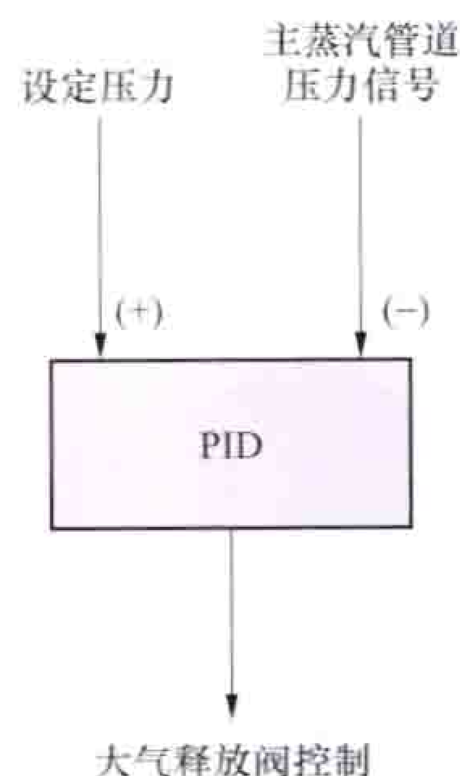


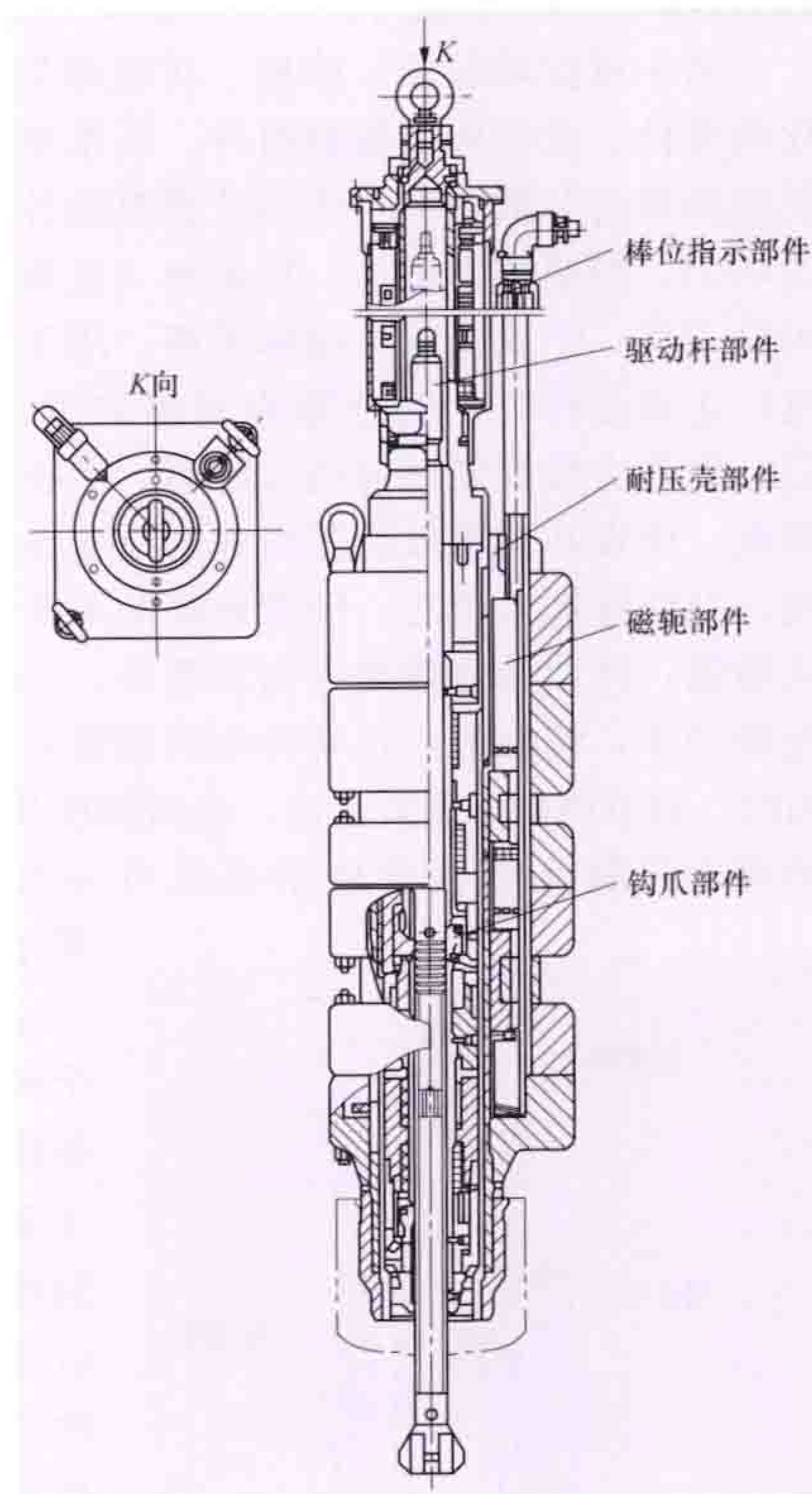
图5 大气释放控制系统

yashuidui kongzhibang qudong jigou

压水堆控制棒驱动机构 (PWR control rod drive mechanism) 驱动控制棒组件移动和定位，事故时断电落棒的设备。控制棒驱动机构主要有磁力提升式和磁阻马达式两种。前者多用于陆上压水堆核电厂，后者多用于舰艇核动力装置。它们都具有全密封、快速落棒、可靠等优点，磁力提升式控制棒驱动机构比磁阻马达式控制棒驱动机构提升力大、寿命长、结构简单、加工装拆维修方便；磁阻马达式的优点是运转平稳、抗振性强。

磁力提升式控制棒驱动机构 利用电磁力提升和降下控制棒、靠重力快速降落控制棒（见图）。驱动机构一般由驱动杆部件、钩爪部件、耐压壳部件、磁轭部件和棒位指示部件五个部件组成，它被安装在反应堆压力容器顶盖管座上，通过耐压壳部件的密封壳与压力容器管座螺纹连接，并用Ω密封焊接，装拆时用专用的Ω密封切割机、焊接机进行自动切割和焊接。磁轭部件的三个工作线圈（提升线圈、传递线圈、保持线圈）用强迫流动空气冷却；耐压壳内充满反应堆冷却剂。磁轭部件套在密封壳外面，当三个工作线圈按设计程序通直流电时，装在密封壳内的三对磁极、衔铁相应地感应吸合，带动两组钩爪与驱动杆部件环形杆上的沟槽交替啮合，使驱动杆部件向上或向下一步一步地移动。驱动杆部件挠性接头与控制棒束组件的连接柄相连接，由专用工具拆装。控制棒束组件在反应堆内的轴向位置由套在位置指示内套管外面的棒位指示器部件及其指示仪表（灯光显示和数码装置）指示。三个工作线圈都断电时，控制棒靠重力快速落入堆芯，控制棒在导向管缓冲段内得到缓冲。采用双钩爪的控制棒驱动动作程序如下。

控制棒提升程序 ①移动线圈通电，移动钩爪在移动衔铁的推动下钩入驱动杆的环形齿槽中；②保持线圈断电，这时驱动杆的重量落到移动钩爪的齿面，保持钩爪完全转出驱动杆的齿槽，返回到原始位置；③提升线圈通电，提升衔铁吸合，提升衔铁通过缓冲轴零件连接的移动衔铁和钩爪，控制棒被提升一步；④保持线圈通电，保持衔铁吸合，保持钩爪垂直向上运动3mm，完成载荷转移；⑤移动线圈断电，移动钩爪从驱动杆中退出，返回原有位置；⑥提升线圈断电，提升衔铁打开，至此控制棒完成提升一步的程序。



磁力提升式控制棒驱动机构

控制棒下降程序 ①提升线圈通电，和提升衔铁连接在一起的移动衔铁及移动钩爪一起上升一步。②移动线圈通电，移动衔铁吸合，移动钩爪钩入驱动杆齿槽中。③保持线圈断电，保持衔铁和驱动杆下降，即完成了载荷的转移，这时保持钩爪的齿面与驱动杆保持钩爪完全从驱动杆的齿槽中转出，返回原始位置。④提升线圈断电，提升衔铁打开，移动钩爪和连在一起的驱动杆一起下降了一步。⑤保持线圈通电，先是保持钩爪钩入驱动杆的齿槽垂直向上运动，完成载荷转移。这时移动钩爪的齿面在驱动杆的齿槽中上下存在1.5mm间隙。⑥移动线圈断电，移动衔铁打开，移动钩爪从驱动杆的齿槽中退出，返回到原始位置。

材料 与反应堆冷却剂接触的零部件要求用耐腐蚀的金属制造，常用的有不锈钢、镍-铬-铁合金、钴基合金等；电气绝缘材料需能耐高温、耐辐照、耐冲击。

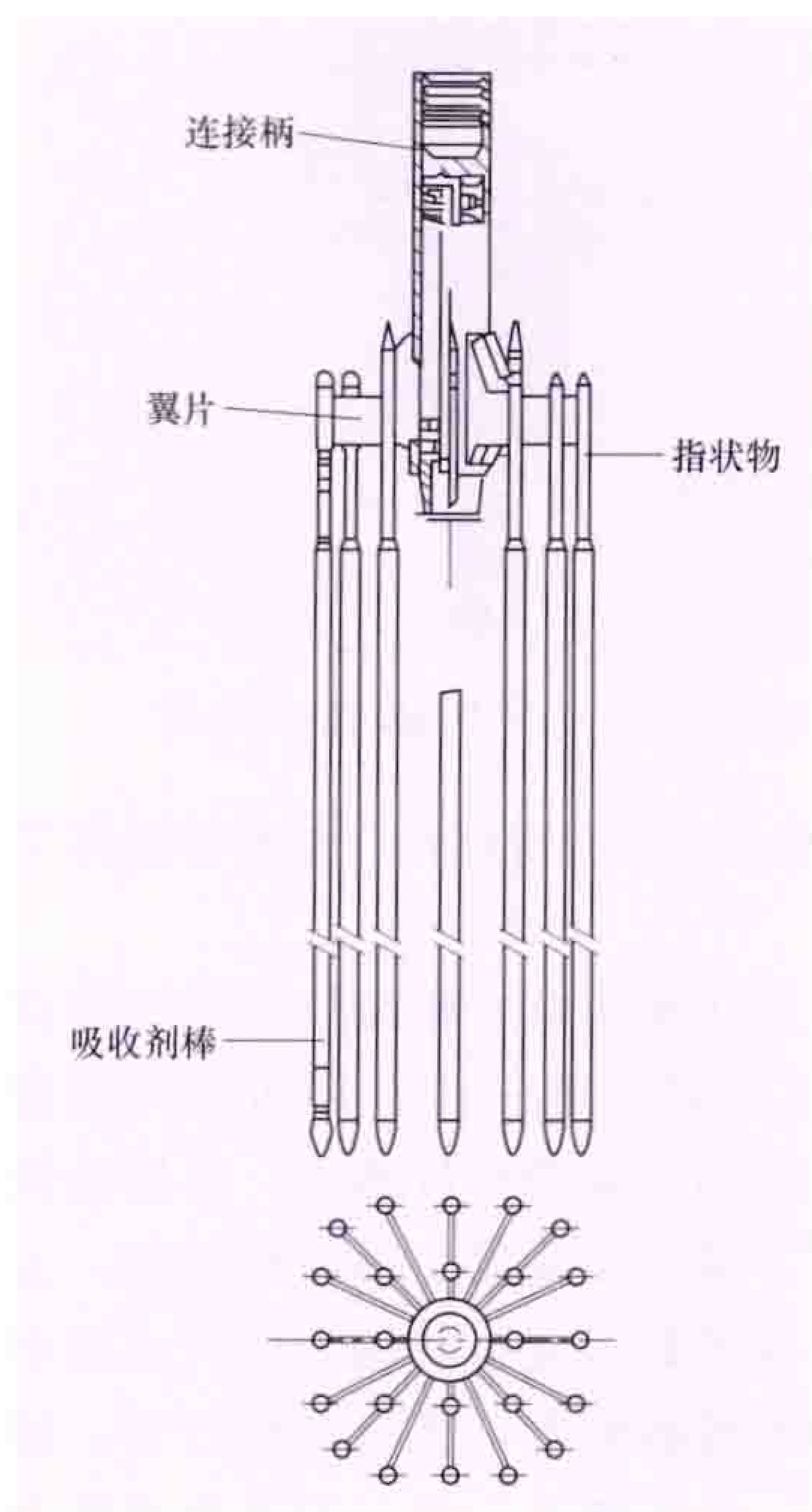
试验及设备等级 机构需通过验证性试验和验收试验，达到设计参数要求。机构的设备等级为安全3级，它的耐压壳部件是反应堆冷却剂压力边界，为安全1级部件，抗震I类设备。

磁阻马达式控制棒驱动机构 利用同步电机类型的磁阻马达驱动滚柱丝杆以提升和降下控制棒。驱动机构由丝杆部件、分裂转子部件、耐压壳、定子部件和棒位指示部件组成。由变频电源实现0～80r/min的无级调速，以调节控制棒上升和下降速度。切断电源时，在弹簧作用下滚柱开合螺母松开，控制棒靠自重和加速弹簧力的作用快速下降。这种驱动机构丝杆和滚柱开合螺母的传动平稳，但由于分裂转子和高温轴承结构复杂，因而机构寿命较短。

yashuidui kongzhibang zujian

压水堆控制棒组件 (PWR control rod assembly)

用于反应堆起动、停堆、功率调节，补偿堆芯反应性变化的部件。也称棒束控制组件。压水堆控制棒组件的优点是控制棒均匀分散分布，因而使燃料组件内中子注量率分布更为均匀，控制效率更高。控制棒（也称吸收棒）按运行用途可分三类：①安全棒。也称黑棒，用于反应堆紧急停堆，核电厂正常运行时，安全棒提到堆芯外，接到紧急停堆指令后，靠重力按规定时间插入堆芯。②补偿棒。用于补偿由于燃耗、中毒和温度效应等引起的反应性减低。核电厂运行初期，补偿棒插入堆芯，随着燃耗的不断加深和裂变产物毒性的增强，补偿棒逐渐提升到堆芯外。③调节棒。用于调节反应堆功率，使核电厂达到并维持所需的功率水平。核电厂运行时，调节棒处于调节带内。控制棒按其吸收中子的强弱或每组棒所控制反应性价值的高低可分为两类：①黑棒组件。吸收体材料为银-铟-镉（Ag-In-Cd），主要作安全棒。②灰棒组件。吸收体材料为不锈钢或钨，主要作调节棒。一组控制棒插入堆芯前后的反应性有效增殖系数之差，称为该组控制棒的反应性价值，一般为总反应性价值的7%～10%。典型的控制棒组件，其结构由星形架和24根固定在星形架指状杆上的吸收棒组成（见图）。



控制棒组件

星形架　由16根长短不一的径向翼板、中心筒和指状物组成。中心筒上部内壁加工有三道环形齿槽，用以与控制棒驱动机构驱动杆上的可拆接头相连；下部内部装有组合弹簧，用以吸收控制棒快插时经缓冲后的剩余末速度所产生的冲击能，中心筒外缘呈辐射状均布16个径向翼板，每个翼板上带有一个或串联两个指状杆，共有24个，用以连接吸收棒。

吸收棒　由上下端塞、压紧弹簧、吸收体和包壳组成。上下端塞分别焊在包壳管的两端，下端塞做成弹头形，以便在落棒时减少水流阻力，上端塞带有缩颈，使吸收棒更有柔性，以适应工作或驱动线的装配误差。压紧弹簧压在吸收体上方，防止其轴向窜动。吸收体材料要求具有高的超热中子吸收性能和相当高的热中子吸收性能，一般为80%Ag-15%In-5%Cd合金，也有用1/3长Ag-In-Cd合金，2/3长为B_4C。包壳用奥氏体不锈钢制作。

反应堆运行时，控制棒组件由驱动机构的驱动轴带动做上下运动。紧急停堆时，控制棒组件连同驱动轴依靠重力快速下降，在通过导向管缓冲段后，控制棒组件就平稳地落在燃料组件的上管座上，落棒时间要求在规定范围内。为确保控制棒在导向管内的导向，当控制棒组件全部抽出时，控制棒下端仍留在导向管内。

yashuidui lengqueji xitong

压水堆冷却剂系统 (PWR primary coolant system)

使反应堆冷却剂在规定压力、温度的条件下进行循环的系统，也称一次冷却剂系统、一回路主系统。该系统是压水堆核电厂中的核心系统，其功能为：①在核电厂正常运行期间，由主泵驱动反应堆冷却剂冷却堆芯，同时导出堆芯产生的热量，通过压水堆蒸汽发生器加热二回路侧水产生蒸汽发电；在其他工况下为堆芯提供冷却条件（见压水堆余热排出系统、压水堆安全注射系统）。②通过化学和容积控制系统维持冷却剂系统一次冷却剂总装量，并控制一次冷却剂中的硼含量以补偿和控制反应性。③以一次冷却剂系统的压力边界作为核电厂防止放射性物质向外释放的第二道重要屏障。④冷却剂兼作中子慢化剂和反射层。⑤由稳压器实现冷却剂压力控制。

组成及工作流程　系统主要包括反应堆，2～4条并联的环路、稳压器、卸压箱及其连接管道，每条环路由一台蒸汽发生器、一台或两台反应堆冷却剂泵（也称主泵），以及把这些设备相连的反应堆冷却剂管道（也称主管道）组成。压水堆冷却剂系统组成及工作流程见图1、图2，轴封式反应堆冷却剂泵见图3。

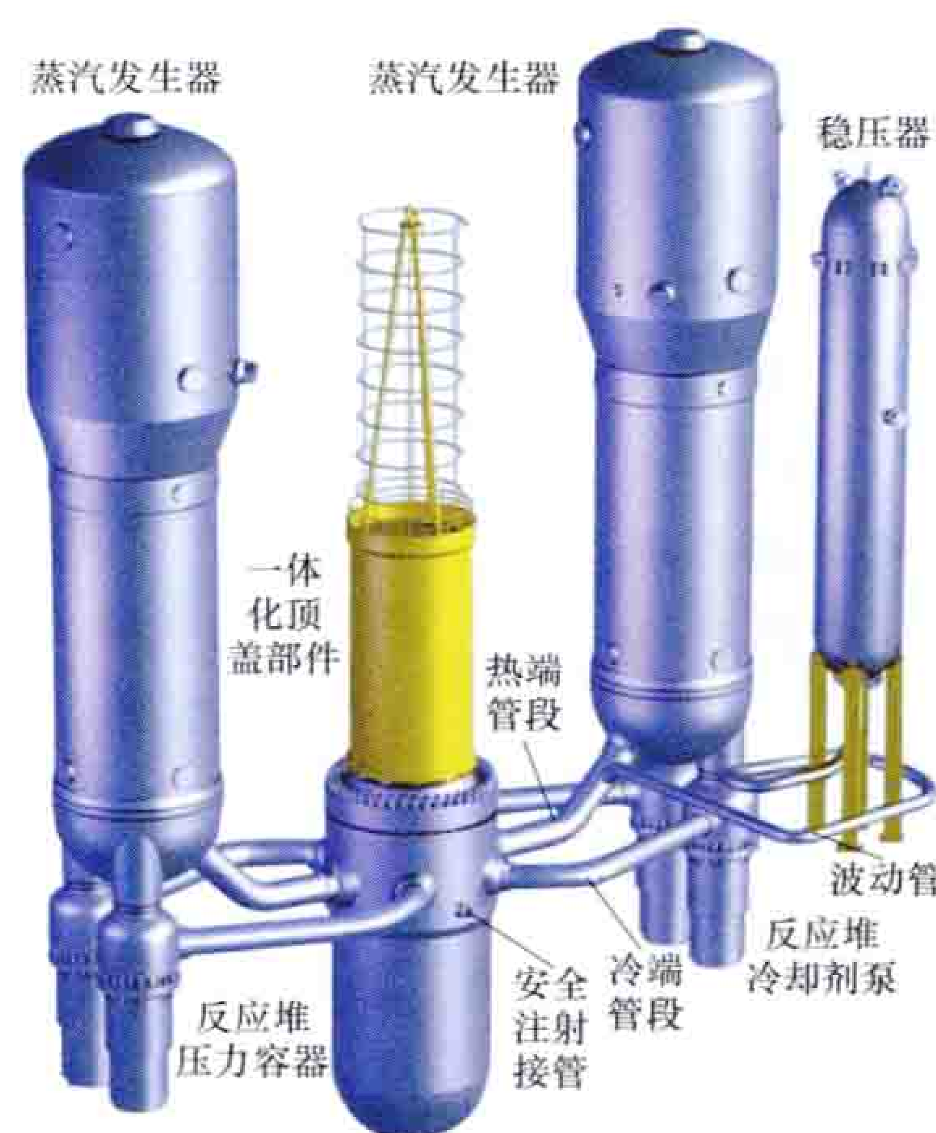


图1　压水堆冷却剂系统组成

反应堆冷却剂在反应堆压力容器内流经堆芯时，把堆芯产生的热量带出反应堆。被加热的冷却剂流经主管道热段（从反应堆出口接管至蒸汽发生器入口接管的管段）后，在蒸汽发生器内通过传热管加热二次侧的水，产生饱和蒸汽，驱动汽轮发电机组发电。反应堆冷却剂降温后流出蒸汽发生器，经主管道过渡段（从蒸汽发生器出口接管至主泵入口接管的管段），由主泵提升压力后，经主管道冷段（从主泵出口接管至反应堆入口接管的管段）返回反应堆压力容器，如此不断循环。

一次冷却剂的工作压力通常为15.2～15.5MPa。正常运行时由稳压器的电加热器、喷雾器和动力卸压阀控制，使压力保持在规定限值以内，并由安全阀提供超压保护。一次冷却剂的平均温度通常为300～310℃。其反应堆出口温度通常为315～330℃，反应堆进出口温差在满功率时为35～40℃。

AP1000核电厂反应堆冷却剂系统有两条环路，每条环路由一台蒸汽发生器和两台主泵组成，两台主泵直接和蒸汽发生器冷却剂出口端相连，取消了主管道过渡段。稳压器卸压排入安全壳内置换料水箱，取消了稳压器卸压箱。

压水堆冷却剂系统所有承压边界的设备及管道均属于核安全1级和抗震Ⅰ类。

布置要求　压水堆冷却剂系统全部布置在安全壳内，以防止放射性物质向环境泄漏；各设备和管道按隔离原则分别布置

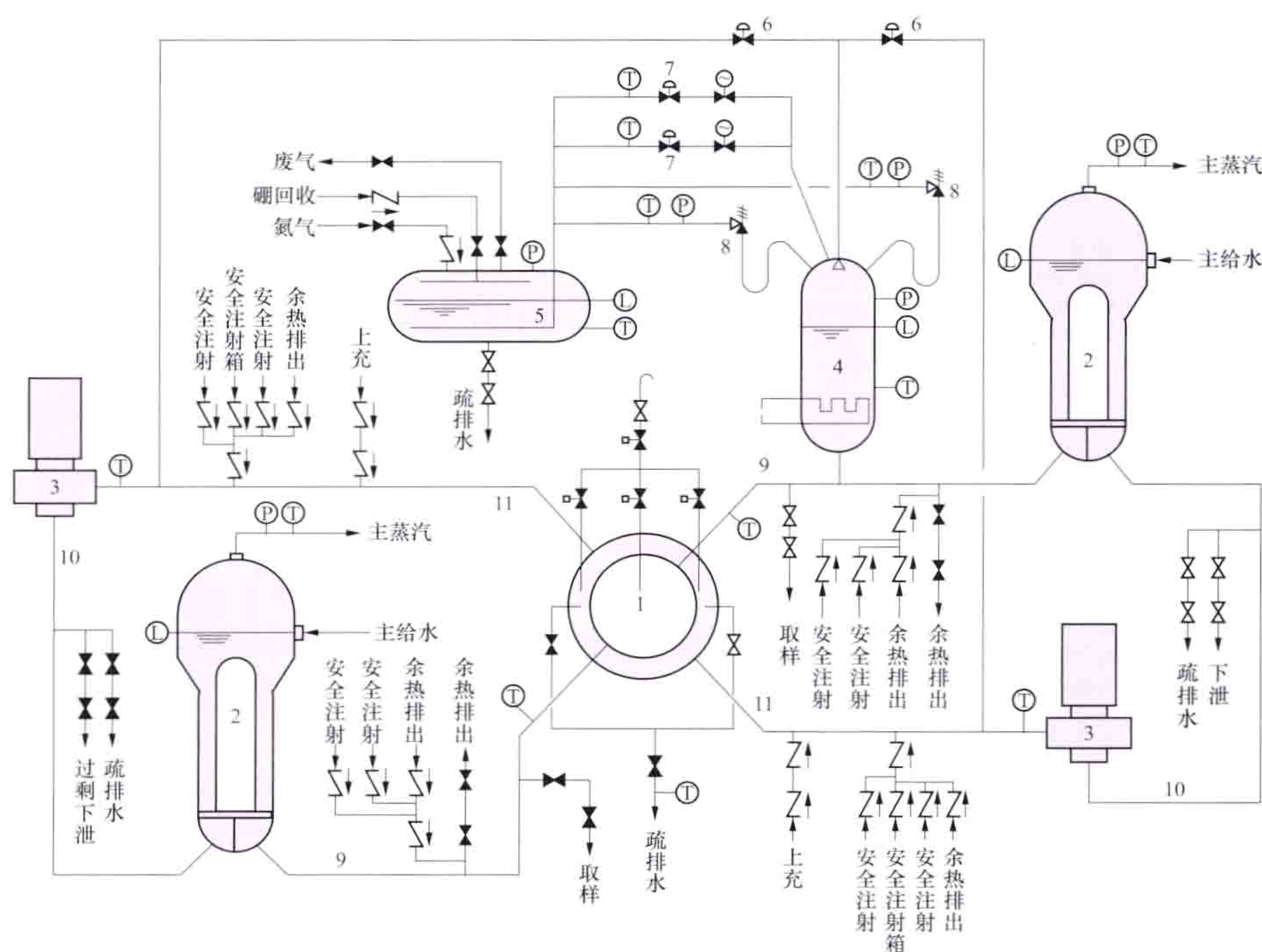


图 2　压水堆冷却剂系统工作流程

1—反应堆；2—蒸汽发生器；3—反应堆冷却剂泵；4—稳压器；5—稳压器卸压箱；6—比例喷雾阀；7—稳压器卸压阀；8—稳压器安全阀；9—主管道热段；10—主管道过渡段；11—主管道冷段

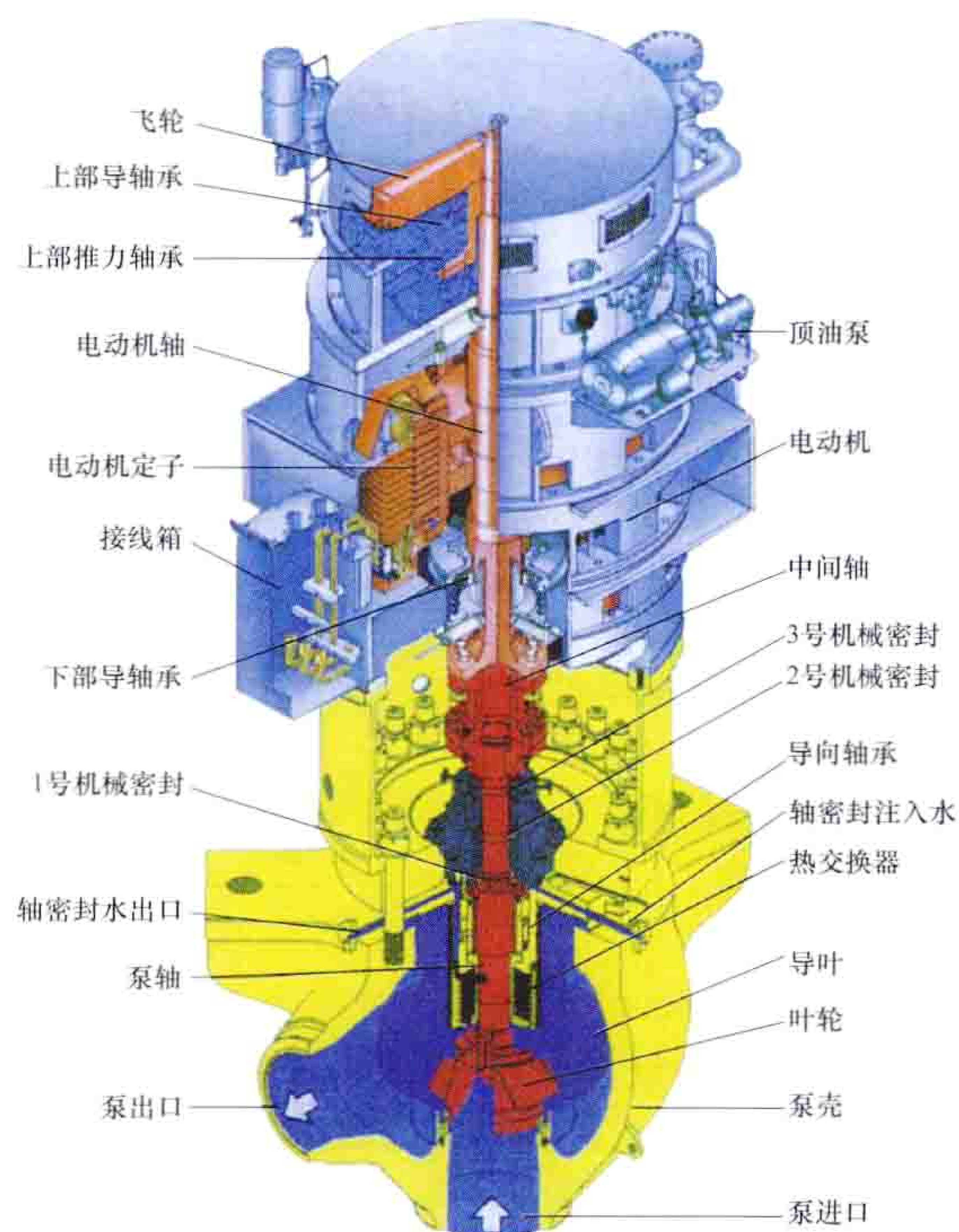


图 3　轴封式反应堆冷却剂泵

在安全壳的各个隔离室内，以防止飞射物损坏该系统设备；还应使蒸汽发生器的位置高于反应堆位置，以保证系统具有足够的自然循环能力，在主泵失效时也能排出堆芯余热。

yashuidui pingbishi lengqueji xunhuanbeng

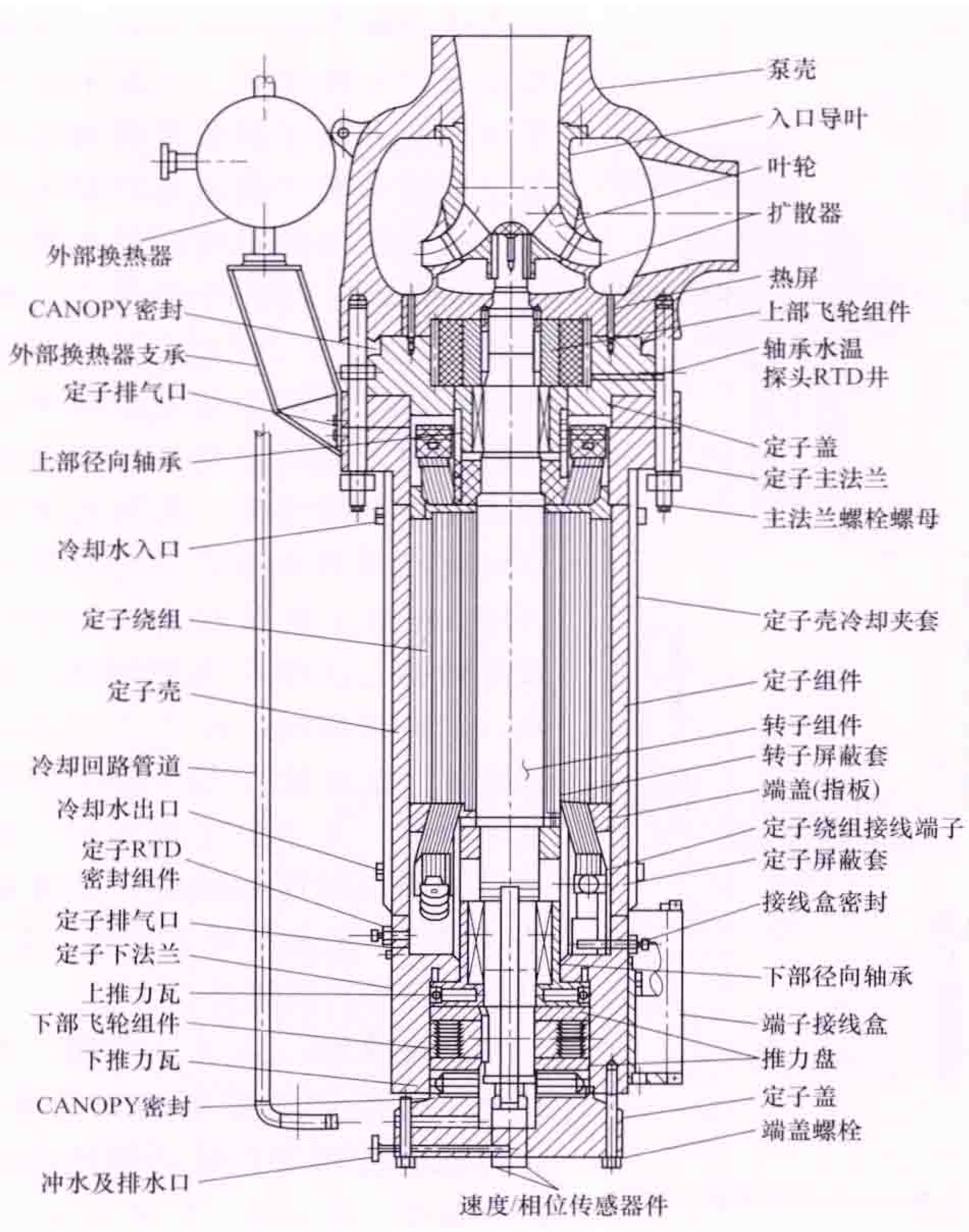
压水堆屏蔽式冷却剂循环泵　（PWR canned motor reactor coolant pump）　用于反应堆冷却剂循环，将堆芯热量传输至蒸汽发生器二次侧的设备，又称主泵。它是采用定子屏蔽套和转子屏蔽套将电动机定子绕组和转子绕组与冷却剂隔离开的屏蔽电动机来驱动水泵叶轮，泵壳和电动机外壳用法兰密封相连的水泵。AP1000 先进压水堆核电厂反应堆冷却剂系统两个环路中的每条环路均设置两台屏蔽式冷却剂循环泵，采用此泵可以防止冷却剂泄漏而引起放射性外逸。但由于屏蔽套造成电动机效率降低、功率和损耗增加，因此，主泵起动时，需采用变频调速装置，以降低冷态工况下的电动机功率。主泵失去电源时，要求尽可能长时间地维持一定流量冷却堆芯，故主泵带有厚重飞轮，以增加转子转动惯量。

工作原理　立式、单级、无轴封、高惯量屏蔽电动离心泵。它将电动机和所有转动部件包含在由泵壳、定子盖、定子主法兰、定子外壳、定子外部法兰和定子端盖组成的承压壳内，按反应堆冷却剂系统压力设计。泵壳和定子盖间的连接设有一个可焊的卡努比（CANOPY）密封焊接组件提供泵定子盖最终泄漏保护。在泵和电动机间的热屏阻止高温冷却剂热量传至电动机腔。热屏与轴之间的迷宫密封限制冷却剂泄漏至电动机腔中。泄漏到电动机腔中的冷却剂依靠通以设冷水的外置冷却器及电动机外壳夹套热交换器得到冷却。在电动机下部轴上设有辅叶轮，对电动机腔内冷却剂进行循环。冷却后的冷却剂经下部推力轴承、径向轴承、定子与转子的间隙，再经上径向轴承进行循环，其热量由设备冷却水带走，同时对水润滑的径向及推力轴承进行冷却和润滑。

两台泵壳直接焊接在蒸汽发生器下封头的冷却剂出口上，形成泵在上、电动机在下的布置，使水泵叶轮产生的轴向力与转子重力相反，减轻运行时主泵推力轴承的负荷；转子腔中冷却剂温度低于泵工作介质温度，使得迷宫密封泄漏引起的热对流传热减弱。但引来对水质要求高，要防止回路水中杂质侵入电动机，损坏推力轴承和径向轴承，同时造成主泵维修不便。

结构　主泵组成部件包括：①水力部件（混流式泵）。由泵壳、叶轮、导叶轮和进口导管组成。②屏蔽感应电动机。由屏蔽套、飞轮、轴承、冷却部件等组成（见图）。

水力部件（混流式泵）　以西屋公司生产的主泵（1000型）设计为原型的涡流泵。泵壳是蜗壳形，材料是奥氏体不锈钢。叶轮是将机械能转换为液体动能的部件，含有 7 枚双向扭曲叶片。导叶轮将液体动能转换为压能，含有 12 枚扭曲叶片。进口导管将液体引入叶轮，用迷宫密封环阻止液体从排出室泄漏到吸入室。叶轮、导叶轮和进口导管材料为低碳马氏体不锈钢铸件。



屏蔽式反应堆冷却剂循环泵

屏蔽感应电动机　专门设计的立式、水冷、单绕组、四极、三相鼠笼式，带有屏蔽转子和定子的感应电动机。该电动机由三相，6900V、50Hz或60Hz电源驱动。由于屏蔽电动机损耗和发热量大，采用变频器使得主泵低速起动时可降低电动机冷态运行时所需功率。泵正常运行时，如采用60Hz电源供电，变频器承担将电网频率50Hz调频至60Hz的功能。

（1）屏蔽套。设置定子屏蔽套和转子屏蔽套，用于将冷却剂介质与电动机定子铁芯和绕组、转子铁芯及导条等隔离，防止这些部件受到冷却剂侵蚀，其中间隙为4.83mm。屏蔽套材料为耐腐蚀非磁性金属材料Hastelloyc-276合金。定子屏蔽套厚度为0.46mm，直径为559mm，长度为3147mm，承担密封功能。屏蔽套背部支承由中段铁芯及两段支承筒组成，承担机械力。转子屏蔽套通过井式加热炉热套在转子铁芯上。其两端卧式焊装到护环上，护环焊接在转轴上。

（2）飞轮。用于主泵断电时，使主泵转子惰走较长时间，能在一定时间内提供适当流量，通常要求在30s内流量不少于50%额定流量。屏蔽泵中飞轮由于受电动机发热、效率等因素限制，影响惰走要求的飞轮直径，飞轮不是在空气中旋转，而是在水中旋转，水对飞轮惰转形成摩擦阻力，促使飞轮比在空气中减速更快，惰走时间缩短。因此，屏蔽泵惰转与轴封泵惰转不同，为达到相同惰转要求，屏蔽泵转动惯量应更大。

屏蔽泵设上下两个飞轮，材料为高密度钨合金。上部飞轮位于电动机和泵叶轮之间，下部飞轮与推力轴承的推力盘组合在一起，飞轮采用热套的方法用不锈钢套环将12块扇形钨合金固定在不锈钢内轮毂上，并被密封在一个罩壳内（屏蔽套），以免与冷却剂接触，使飞轮受冷却剂污染减至最小。

（3）轴承。泵和电动机共用一根主轴，在电动机一侧的主轴上有两个径向轴承和一个双向推力轴承。两个径向轴承，一个在转子轴底部，另一个在上部飞轮和电动机之间。一个双向推力轴承位于转子轴底部。轴承采用水力水膜润滑设计，只要保证水膜厚度及轴承冷却剂温度保持在80℃以下，就可保证轴承正常运行。从承载条件看，推力轴承是关键。屏蔽泵轴系重约12700kg，静态时轴系重量作用于双向推力轴承的下表面，运行时，水力作用于轴上的力是向上的，此时，轴承自重成为平衡载荷，需通过改变叶轮平衡孔尺寸调节转子的轴向力。推力轴承的动盘及轴套为不锈钢材料，表面等离子喷焊硬质合金，推力瓦和径向轴承的轴瓦为碳-石墨材料。

（4）冷却部件。屏蔽电动机损耗除产生一般异步电动机损耗外，还来自于屏蔽套在交变电磁场中产生的涡流损耗、转子在水中转动摩擦损耗、水润滑轴承摩擦损耗，以及定子屏蔽套使定子成为一个封闭区域，造成定子铁芯和绕组的冷却只能靠温度梯度产生的热传导散热损耗。屏蔽电动机的冷却控制是保证正常运行的关键。除设置热屏和转子间迷宫式密封来阻隔泵腔高温冷却剂泄漏到电动机腔外，设置外置热交换器冷却回路。管侧为设备冷却水，以此来冷却流经热交换器的电动机腔内反应堆冷却剂水。通过流经电动机定子冷却外套的设备冷却水来冷却电动机定子绕组发出的热量。

检修　在泵壳和定子盖间连接设有一个可焊的卡努比（CANOPY）密封组件，既用于防止泵壳与电动机连接处冷却剂泄漏，又用于检修需要。在检修时，可切割开卡努比密封焊后，拆除主螺栓，将泵的内件和电动机全部取出后进行维修。

性能参数　主要包括流量、扬程、汽蚀裕量、比转速等，见压水堆轴封式冷却剂循环泵。压水堆屏蔽式冷却剂循环泵主要参数见表。

压水堆屏蔽式冷却剂循环泵主要参数

参数名称	参数
额定流量（m^3/h）	17886
额定流量下扬程（m）	111.3
额定效率（%）	54
正常运行压力（MPa）	15.5
设计温度（℃）	343.3
标准转动惯量（$kg \cdot m^2$）	931
电动机额定电压（V）	6900
电动机供电频率（Hz）	60
电动机额定功率（kW）	5450
电动机同步转速（r/min）	1800
高度（m）	～6.69
净重（t）	～83.7

yashuidui ranliao caozuo xitong

压水堆燃料操作系统　(PWR fuel handling system)

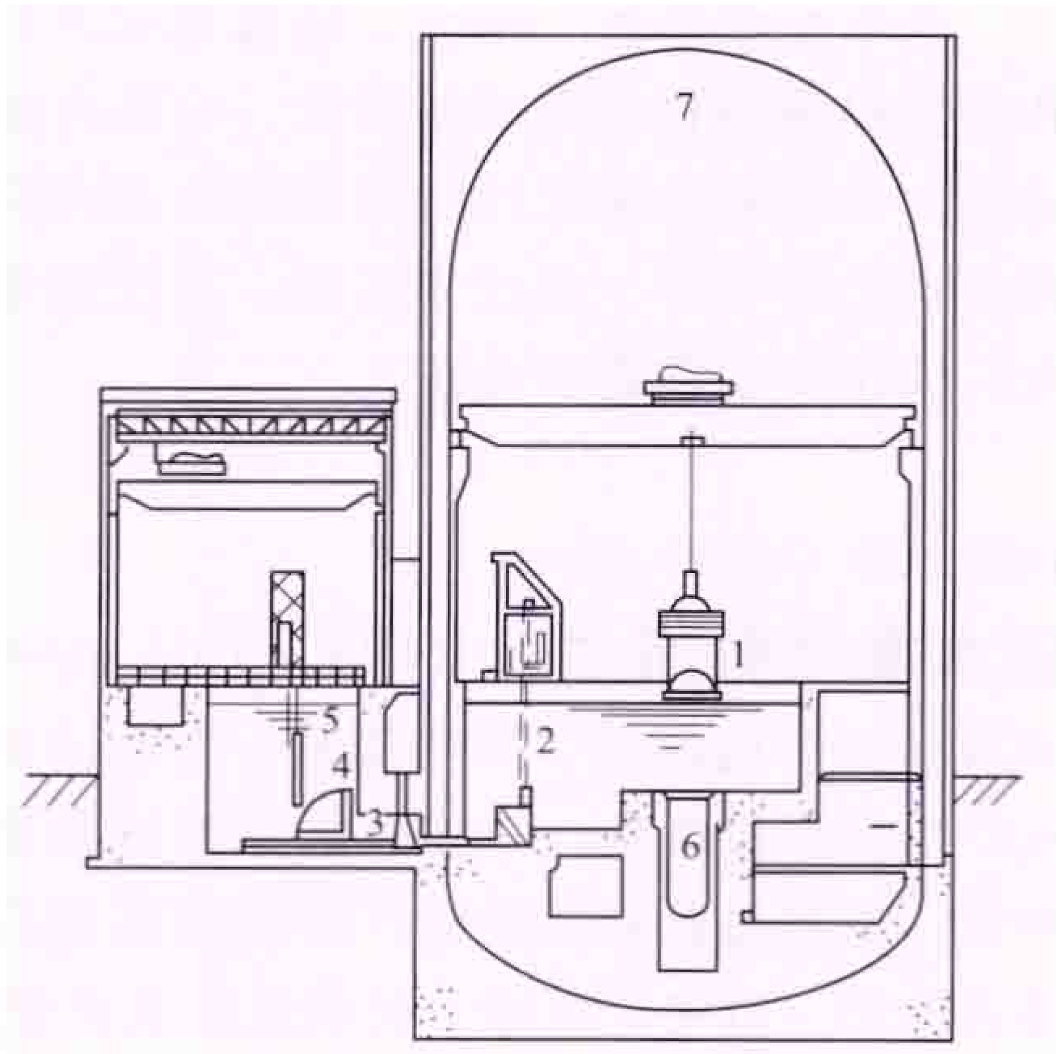
新燃料组件进入反应堆厂房，乏燃料组件运出反应堆厂房，以及向外发运的整个过程中所进行的燃料组件搬运、储存、倒换、检验、修复等一系列操作所需设施和装备的组合。

压水堆采用定期停堆装换燃料方式。乏燃料组件的放射性很强，其操作、运输、储存和检验等过程需在水下进行。要求水层有足够的厚度，水层可以对中子和γ射线起屏蔽作用，透过水层可以观察有关操作过程。为保证换料时堆芯处于次临界状态，在水中需加入硼酸。一般要求停堆时换料水池内水中的硼酸浓度不低于2000μg/g（2000ppm），压水堆燃料组件在堆芯中为竖直状态，相邻组件间的间隙约为1mm。为此，在操作过程中需对其精确定位。

燃料操作系统设计要求 ①乏燃料组件的装卸操作在水下进行，乏燃料储存池、乏燃料储存池冷却和净化系统应有效地排出燃料的剩余衰变热，并保持足够的池水清洁度。②在正常情况下，装换料操作应在停堆7天后进行，要求乏燃料组件在储存位置处的活性段上部水屏蔽厚度大于7m，确保操作人员所接受的放射性剂量率小于0.025mSv/h。③乏燃料组件储存能力。应考虑堆芯换料周期、每次卸料组件数目及乏燃料运发周期，一般考虑可储存核电厂运行10～15年卸出的乏燃料组件和整个堆芯事故卸料燃料组件以及1/3最高富集度的新燃料组件。④无论处于运输状态还是储存状态，新、乏燃料组件的储存架连同其燃料组件各自形成的有效中子增殖系数，都以最高浓度的燃料组件被纯水淹没情况下进行考虑，其有效增殖系数低于0.95，以保证燃料操作过程中始终不会出现临界或超临界事故。⑤要求对所有燃料操作设备采取措施，防止在运输过程中发生燃料组件跌落或卡住事故。各个燃料操作设备之间要有可靠的联锁装置，以防止发生误操作而损坏燃料组件。⑥所有燃料操作设备在发生安全停堆地震时，都不会因设备失灵而损坏燃料组件。⑦所有燃料操作设备的设计及材料，要考虑其环境条件（如含硼水、温度等），并考虑远距离装卸、维修、存放及清洗操作的方便。⑧乏燃料储存池和水下运输通道之间设置闸门，采取水封隔离措施，以防止池水泄漏。水池衬里要设置检漏系统。水下运输通道的闸阀和盲板法兰需经过压力试验，验证其密封性，确保反应堆运行时，安全壳压力边界的完整性。⑨乏燃料储存池和储存架的设计，要能承受正常载荷加安全停堆地震载荷，以防止其载荷能力不足而使燃料损坏。⑩乏燃料组件运输、储存、检验时，要求对其有足够的冷却能力，以防止燃料组件过热。

燃料组件的检查、储存和运输 由燃料厂房以下设备完成：①新燃料组件检查装置、直观检查装置和离线啜吸检测装置。②乏燃料储存格架。安装在储存水池的底部，存放乏燃料组件和暂存即将装入反应堆的新燃料组件。③燃料厂房吊车、燃料抓取机（又称乏燃料水池吊车）、乏燃料运输容器吊车。用于吊运新、乏燃料组件，新、乏燃料运输容器和各种设备。④新燃料组件储存格架。用于新燃料的储存。⑤新燃料升降机。用于把新燃料组件降到水池底，便于用长柄工具操作把新燃料组件装到水下转运装置的燃料篮中。

反应堆装换料 反应堆装换料由设置在安全壳内换料水池上部的装卸料机完成。在燃料厂房和安全壳之间设有燃料水下转运装置（见图），用于燃料厂房和安全壳之间燃料的转运。该装置包括运输（转运）通道、燃料承载器（又称燃料篮）、倾翻架和运输小车，它们和设置在燃料房内的燃料抓取机和安全壳内装卸料机一起实现反应堆的装换料操作。



燃料操作厂房布置

1—起吊压力容器盖；2—装卸料机；3—运输通道；4—燃料水下转运装置；5—燃料抓取器；6—堆芯；7—安全壳

换料程序 核电厂广泛采用全卸全装、堆外倒料的换料程序，即换料时利用装换料设备，把反应堆堆芯的全部燃料组件先逐个卸到燃料厂房储存格架中的倒料区域，然后把要添入反应堆的新燃料组件放入乏燃料储存格架中。再与要继续使用的乏燃料组件一起，按制定的燃料循环装料计划，利用燃料抓取机和相应的吊具进行相关组件在各燃料组件间抽、插倒换操作。在该操作全部完成后，再把燃料组件逐个装入反应堆进行装料工作。

乏燃料组件向外发运 由燃料抓取机把要向外发运的乏燃料组件从储存格架在水下吊运到装有乏燃料运输容器的装料池。运输容器装入规定数量的乏燃料组件后，经过密封、清洗处理，由乏燃料运输容器吊车通过设备装卸口吊至地面的平板车，并转成水平状态向外发运。

yashuidui ranliao chucun he zhuangxieliao shebei

压水堆燃料储存和装卸料设备

（PWR fuel storage and handling equipment） 由装卸料机、燃料转运装置、燃料储存设备和检查设备组成，完成燃料组件的储存和装换料功能。

装卸料机 位于安全壳厂房内，在反应堆换料水池上方的两边轨道上运行。其功能是：①装入、卸出和倒换堆芯燃料组件；②在堆芯和燃料转运装置之间运输燃料组件；③辅以专用工具对控制棒组件和其他部件进行操作；④借助在线啜吸装置，进行辐照燃料组件破损检查。装卸料机由桥架、小车、抓具套筒、提升机构、桥架和小车的运行机构和定位系统、辅助提升装置、供电及电气控制装置、电视监视和在线啜吸装置组成（见图1）。

装卸料机是确保核燃料安全操作的重要设备。要求按抗震1类进行设计。其主提升机构设计应符合单一故障原则（见安全系统设计准则），钢丝绳布置采用双卷绕结构，并设置有平衡梁、钢丝绳断裂探测装置、载荷传感器、提升高度编码器和各种行程限位装置、与相关设备联锁装置等各种安全装置，确保设备各部件在任何情况下，都不会发生超载、载荷跌落及零部件掉入堆芯，以及与换料池中其他设备碰撞事故。装卸料机的定位系统可使设备达到±1mm的定位精度，以满足反应堆装卸料操作要求。


图1 压水堆核电厂装卸料机（沈增耀 提供）

燃料转运装置 包括转运通道、运输机构、倾翻机（架）、配合燃料转运的燃料抓取机（乏燃料水池吊车）和燃料厂房辅助吊车，见图2。燃料转运装置是确保核燃料安全操作的重要设备，其转运通道上的闸阀和盲板法兰按核安全

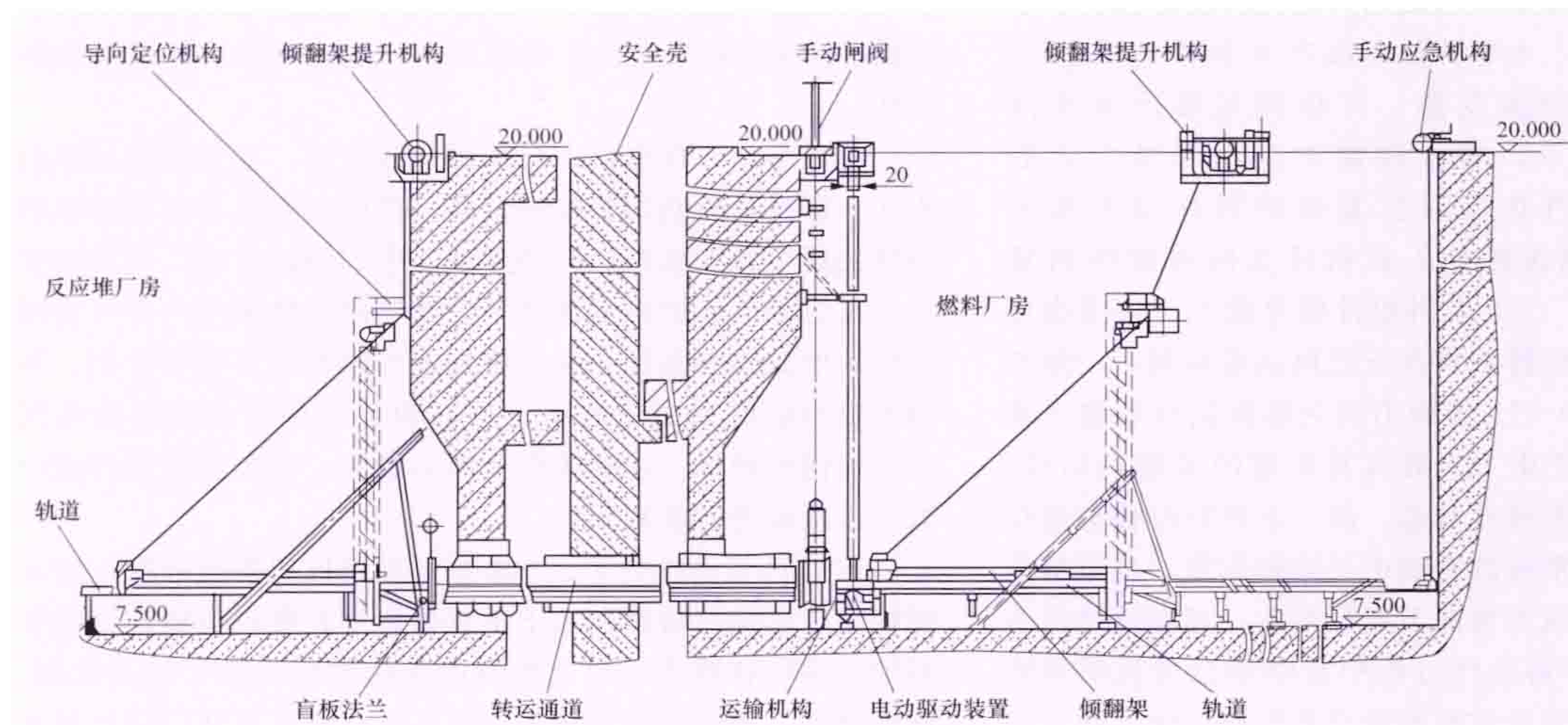


图 2　燃料转运装置

2 级要求进行设计和制造。

转运通道　连接安全壳厂房和燃料厂房，为在水下转运燃料组件提供通道。转运通道上装有运输小车行驶的轨道。在反应堆运行期间，通道上反应堆厂房侧的盲板法兰和燃料厂房侧的闸阀都关闭，确保安全壳压力边界的完整性。

运输机构　装载燃料组件的燃料篮装在运输小车上。运输小车利用设置在反应堆厂房、转运通道和燃料厂房的轨道，在两厂房之间转运成水平状态的燃料组件。小车由通过齿轮、齿条或钢丝绳牵引滑轮组成的驱动机构传动，使其在轨道上作水平运行。

倾翻机　在安全壳和燃料厂房之间的转运通道两侧的轨道上各装有一台倾翻机（架），用于将燃料篮从水平位置转至垂直位置，或从垂直位置转至水平位置。当燃料篮处于垂直位置时，安全壳厂房内利用装卸料机将燃料组件从燃料篮中取出或插入，实现堆芯的装料或卸料；在燃料厂房内，利用燃料抓取机（乏燃料水池吊车）将燃料组件从燃料篮中取出或插入，实现乏燃料组件装入储存架或装入新燃料组件。

燃料抓取机　安装在乏燃料储存池上方，其功能为：①吊装和转运新燃料组件和乏燃料组件；②利用挂在燃料抓取机吊钩上的各种操作工具进行更换或抽插控制棒组件、阻力塞组件和可燃毒物组件；③在燃料转运装置、新燃料升降机、乏燃料储存架、离线啜吸装置之间完成吊装和转运燃料组件的任务。燃料抓取机是确保核燃料安全操作的重要设备，其提升机构按单一故障原则设计，采用双钢丝绳、双制动器。

燃料厂房辅助吊车　部分核电厂的燃料厂房还设置有燃料厂房辅助吊车。该吊车安装在燃料厂房的轨道上，横跨于燃料接收、储存及部分乏燃料池区域，完成上述区域内新燃料组件运输容器的吊运任务以及装上专用工具，进行乏燃料容器的装卸辅助操作。燃料厂房辅助吊车是确保核燃料安全操作的重要设备，其提升机构按单一故障原则设计，采用双钢丝绳、双制动器。

燃料储存设备　包括新燃料储存格架和乏燃料储存格架，是确保核燃料安全储存的重要设备，按抗震Ⅰ类设计。

新燃料储存格架　用于储存堆芯正常换料所需的新燃料组件，布置在燃料厂房新燃料储存区，垂直储存带或不带控制棒组件的新燃料组件。新燃料储存架由不锈钢制成，安装在专门设计的基础上。其临界安全由安全几何布置和物理方法来保证，满足次临界要求。

乏燃料储存格架　位于乏燃料储存池中，用于水下垂直储存从堆芯卸出的乏燃料组件。为使乏燃料池储存更多的乏燃料，乏燃料储存格架采用密集型结构。格架由不锈钢材料制成，由纵横排列的储存单元通过上下支承围板焊接成框架结构，在框架结构底部装有支承整个格架的支腿。在各储存单元的四周都设置有碳化硼材料组成的中子吸收体，确保有效增殖系数不得超过 0.95。储存格架通过可调节支腿直接坐落在水池的底面上，与水池无任何机械连接。

检查设备　包括新燃料检查装置、乏燃料检查装置和啜吸检测装置。

新燃料检查装置　功能是：①外观检查，包括四边和上下管座的几何形状和表面质量；②观察控制棒组件在燃料组件内的下落试验；③控制棒组件外观检查；④用测力计测量控制棒组件插入或拔出燃料组件内部的摩擦力。新燃料检查装置由可转动的悬臂吊、测力计、储存小室通道平台和功能平台组成。

乏燃料检查装置　将辐照燃料组件装入装置中，通过闭路电视系统对其进行 360°和上下底部的外观检查；也可以采用将水下摄像头安装在新燃料升降机燃料舱内，用燃料操作长柄工具借助燃料抓取机起吊要检查的燃料组件进行外观检查。

啜吸检测装置　用于定性检测辐照后的燃料组件严密性和定量检测燃料包壳破损程度。它具有在线测量和离线测量功能。在线测量通过即时测量啜吸室内筒破损燃料组件的冷却水带出的气体 γ 活度来实现，离线测量采用水和气样送核电厂放化实验室进行分析。

yashuidui ranliao zujian

压水堆燃料组件　(PWR fuel assembly)

堆芯内装载核燃料的部件。其功能是：①通过可控的核链式裂变反应产生和释放核能，并将核能以热能形式传给反应堆冷却剂带走。②将强放射性裂变产物密封在包壳内，是防止放射性外逸的第一道安全屏障。燃料组件在反应堆中长期处于高温、高压、含硼水、强烈中子辐照、腐蚀、冲刷及水力振动等苛刻条件下工作，因此，它的性能直接关系到反应堆的安全性、可靠性、经济性和先进性。压水堆燃料组件外形见图 1。

燃料组件构成　燃料组件由燃料棒和骨架组成，典型

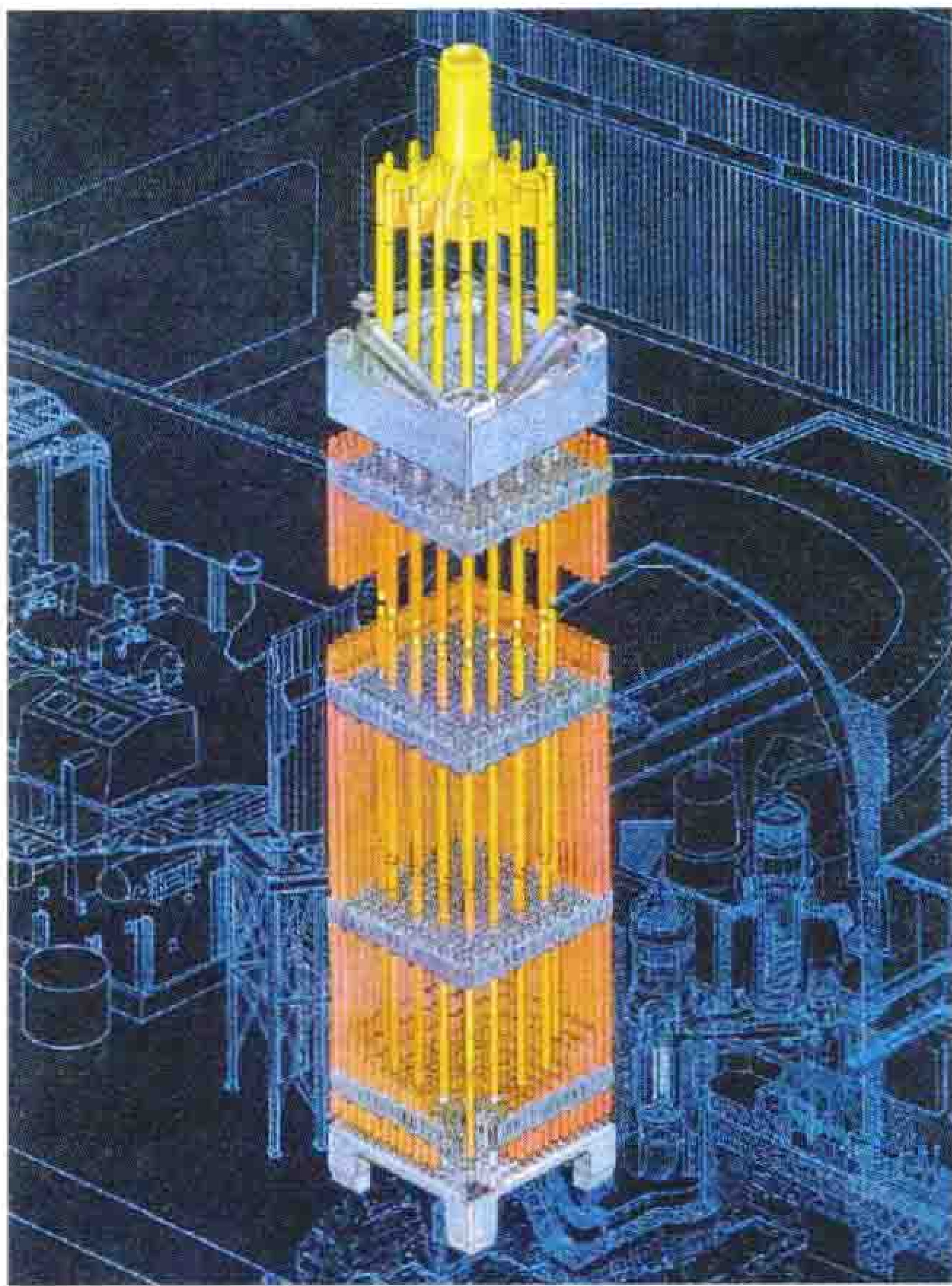


图1 压水堆燃料组件外形

的17×17燃料组件组成见图2，主要参数见表。

燃料棒 由用二氧化铀烧结的燃料芯块、锆-4合金包壳管、三氧化二铝隔热片、压缩弹簧和上下端塞组成。其结构为：两端呈碟形加倒角的圆柱形芯块填装在锆合金管内，上下端留有轴向空腔，以容纳裂变气体和补偿芯块轴向热膨胀。腔内设有弹簧以压紧芯块，用以防止窜动。

燃料棒内充以压力约2MPa的氦气，用以提高锆合金的抗压塌能力和改善燃料棒传热性能。

骨架 用来支承和定位燃料棒，形成燃料棒间的正确流道，并承受一切外来载荷的构件。骨架由24根导向管、1根仪表测量管、若干个定位格架和搅混格架以及上下管座组成。整个组件由沿高度方向设置8～10层弹簧定位格架，导向管、仪表测量管和上下管座等部件连接成燃料组件的骨架，以保持燃料组件有足够的强度与刚度，可以承受6g的重力加速度与控制棒快插所引起的冲击载荷，并准确导向。由于燃料组件结构不同，导向管与格架的连接可有点焊连接、机械胀管连接和定位套连接。导向管与上下管座采用可拆式连接，以便组件维修。早期采用不可拆式结构。

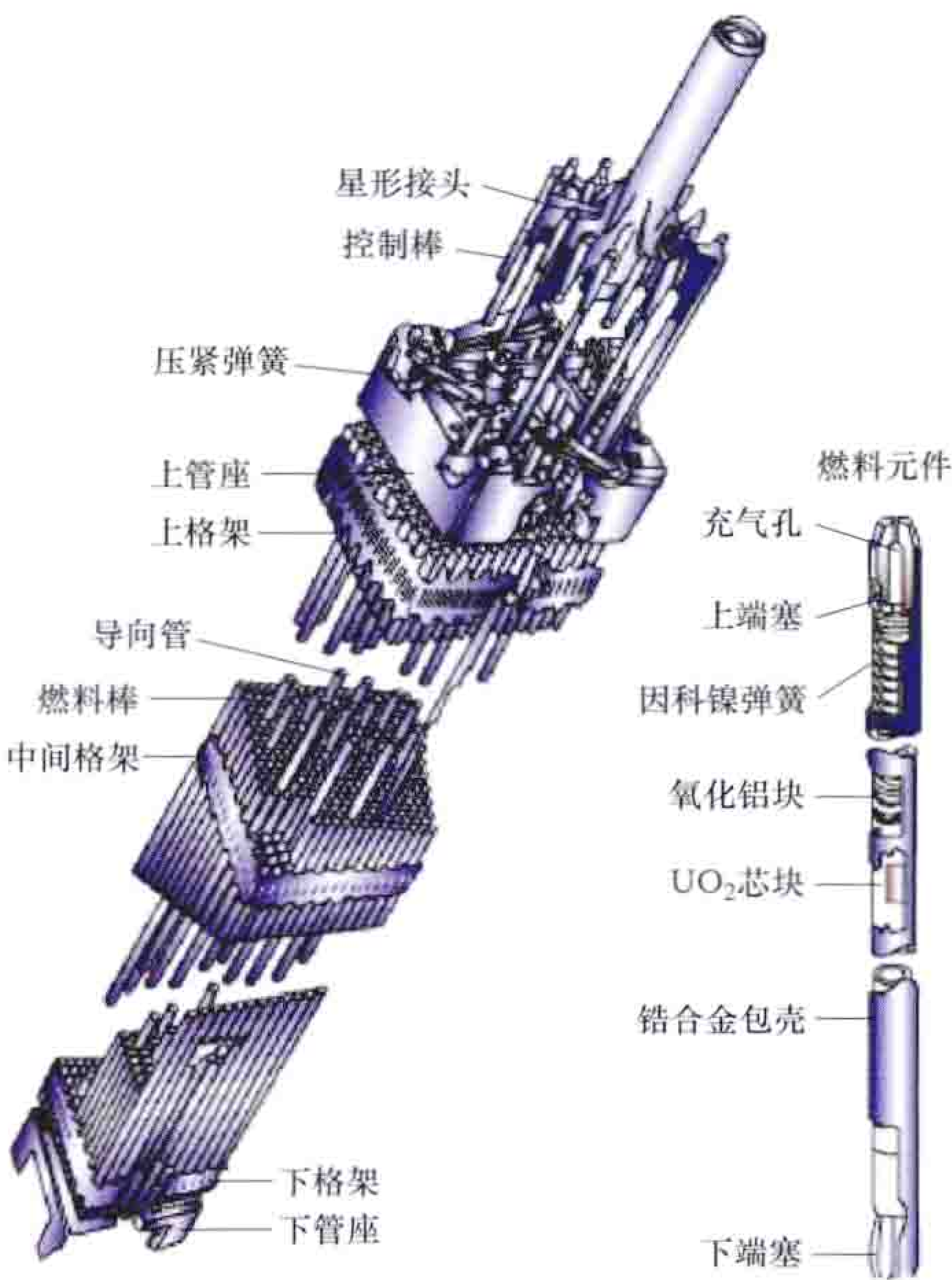


图2 典型的17×17压水堆燃料组件组成

导向管和仪表管 将上管座、定位格架和下管座连成一体，是骨架的脊梁，它承受和传递燃料组件的载荷，为控制棒抽插提供导向和快速下落时的最后缓冲。仪表管只作为堆芯测量仪表探头的导向，它上下直径相同，无缓冲段，上端用塞子封焊。

定位格架 将燃料棒夹持和定位，保持棒间栅距，同时允许自由膨胀。定位格架是以条带钎焊成“蛋娄”形式，每个方格中两个相交的条带上各冲有弹簧，其对面两个条带上有上下两个刚性凸起，当燃料棒插入小方格时，弹簧侧向压紧燃料棒，使其紧靠对面两个刚性凸起上，燃料棒在定位格架中靠两个弹簧点和四个刚性点夹紧，通过多层定位格架的共同作用将一根燃料棒保持在正确的径向和轴向位置，又不妨碍燃料棒的热膨胀和辐照生长。定位格架材料已从采用镍基合金发展为只在上下端格架用镍基合金，中间定位格架和搅混格架用全锆合金，减少核燃料消耗，延长堆芯寿期。

燃料组件主要参数

名称	设计参数	数值		
		AFA3G（法国M310）	AP1000（美国）	全锆-5合金 AFA3G（EPR）
燃料组件	排列/组件数	17×17/157	17×17/157	17×17/241
	长度（英尺/cm）	12/365.76	14/426.72	约14/420
	燃料棒中心距（mm）	12.6	12.6	12.6
	燃料棒数量（根）	264	264	264
	导向管数量（根）	24	24	24
	仪表管数量（根）	1	1	0
	端部格架数量（个）	2	2	3（上1，下2）
	中间搅混格架数量（个）	6	8	8
	跨间搅混翼格架数量（个）	3	4	3
	燃料组件质量（kg）	667.8	789.96	601.5
燃料棒	长度（mm）	3867.1	4583.2	4550
	直径（mm）	9.5	9.5	9.5
	燃料段长度（mm）	3657.6	4267.2	4200
	轴向空腔长度（mm）	180.9	164.465	200(上),120(下)
	初始预充氦压力（MPa）	2	2	2
燃料芯块	直径（mm）	8.19	8.19	8.192
	高度（mm）	13.5	9.83	13.46
	芯块密度（%TD）	95	95.5	95
	^{235}U富集度（%）	初始堆芯：1.8、2.4、3.1	初始堆芯：2.35、3.40、4.45	初始堆芯：2.1、3.2、4.2
燃料包壳	材料	M5锆合金（Zr-Nb）	ZIRLO锆合金（Zr-Sn-Nb）	M5锆合金
	长度（mm）	3845.1	4583.176	4524.8
	外径/壁厚（mm）	9.5/0.57	9.5/0.57	9.5/0.57
导向管	材料	Zr-4（再结晶）	ZIRLO合金（Zr-Sn-Nb）	M5锆合金
	长度（mm）	3889.5	4688.54	4619
	外径/壁厚（mm）	12.45×0.5	12.2	12.45×0.5
	缓冲段外径/壁厚（mm）	12.45×1.18	10.1	内径10.09×1.18
定位格架	材料	条带和围板：端部格架全是镍基合金；中间格架是锆-4合金（再结晶），弹簧片为镍基合金	条带和围板：端部格架全是镍基合金；中间格架是ZIRLO锆合金	条带和围板：端部格架全是镍基合金；中间格架是M5锆合金

上管座 燃料组件的上部结构，标准的17×17燃料组件上管座为框架式结构，它由一个上框架、四个侧围板、一块上格板和几个压紧弹簧等组成。上框架呈正方形，中间的空腔可容纳控制棒组件通过。框架一个对角设有定位销孔，框架的另一对角固定有4只板形压紧弹簧，通过堆芯上板上的定位销和压紧弹簧的压紧力将燃料组件上部定位压紧。

下管座 燃料组件的下部构件，冷却剂进入燃料组件的入口，并对流经燃料组件的冷却剂进行流量分配，承受燃料组件的所有载荷，并将载荷传给堆芯下板。下管座一般是方形箱式结构，它由正方形的下格板和4个定位支撑脚组成。支撑脚上有定位销孔，并与下格板焊在一起，构成冷却剂水腔。下管座的结构改进关键是采取何种滤网或防屑板的形式。

燃料组件的主要改进 在第三代压水堆核电厂中，对燃料组件做了较大改进。

EPR核电厂 采用全M5AFA3G型燃料组件，主要改进：①包壳材料从Zr-4合金改为M5合金，中间格架及导向管全用M5合金，确保高的燃耗性能；②为提高热工水力性能，在4～7层格架间布置不与燃料棒接触的搅混格架；③为有效控制异物的危害，下管座滤网改为厚的防屑板；④为避免控制棒卡棒，改进上管座部分压紧系统设计，加强燃料组件轴向刚度。（见ERP先进压水堆核电厂）

AP1000核电厂 主要改进：①一体化上管座，取消用于固定压紧弹簧的螺栓，避免发生螺栓断裂的可能性；②采用ZIRLO™锆合金包壳材料；③增加4个中间搅混格架，提高燃料棒传热效果；④在底部定位格架与下管座之间增设一道防异物屏障；保护格架，过滤掉漏过下管座的异物，保护格架能有效夹住已加长的燃料棒下端塞，从而减轻燃料棒在底部格架中的晃动；⑤上下管座设计都可拆卸，便于更换破损燃料棒。（见AP1000先进压水堆核电厂）

发展简史 20世纪60年代初，压水堆中采用不锈钢包壳、低富集度铀的燃料棒，棒之间采用不锈钢弹簧薄片定位格架，燃料组件带有不锈钢外盒；60年代末，压水堆改用束棒型控制棒，燃料组件相应改为无盒组件，燃料棒的包壳材料改用锆合金，减少了反应堆内中子有害吸收，提高了核燃料的有效利用。70年代初，在燃料棒中充以一定压力的氦气，进一步改善燃料棒的性能；同时在燃料组件中改用锆合金导向管，进一步减少了堆内中子有害吸收。80年代，压水堆的燃料组件普遍采用棒径9.5mm、17×17排列、锆合金定位格架的束棒无盒组件。已研制设计成含可燃毒物的燃料芯块、锆-铌合金燃料棒包壳、锆合金定位格架、增加搅混格架、下管座带滤网、上下可拆卸的改进型燃料组件，平均燃耗可达45 000MW·d/t以上，最大燃耗可达60 000MW·d/t。

yashuidui yali rongqi

压水堆压力容器

（pressurized water reactor pressure vessel，RPV） 包容堆芯核燃料组件及其相关组件、堆内构件和反应堆冷却剂的钢制承压容器。压水堆压力容器是反应堆冷却剂系统最重要的压力边界设备，按核安全Ⅰ级、抗震Ⅰ类要求进行设计和制造。在反应堆30～60年寿期内，压力容器在高温高压和中子辐照的情况下，应能安全地工作，将核燃料释放出的热量由反应堆冷却剂导出并保持压力边界完整性。压水堆压力容器的质量和外形尺寸较大。对于电功率为1000MW的核电厂，高约13m，内径为4～5m，壁厚为24cm，质量为400～500t。

结构 压力容器由筒体、顶盖、接管、O形环或C形环及螺栓螺母等部件组成，采用锰-钼-镍系列低合金钢作母材（见反应堆压力容器材料），内壁和冷却剂接触处均堆焊3～6mm厚的不锈钢或镍基合金衬里（见图1）。筒体由法兰-接管段、筒身段（堆芯段）、过渡段及密封头焊接组成。底封头呈球碟形。筒身采用整体锻制的加工制造方法，从而避免壳体上出现纵向焊缝，并使上下两端的环缝远离堆芯，减少对筒身段焊缝的辐照。在容器底封头（或上封头）设置中子注量率测量管的接管座，在筒体内壁下方焊有4个吊篮支承块，起防止吊篮转动和对中定位作用。堆芯冷却剂的进出口接管与压力容器筒体的法兰接管段焊接。接管位置可布置在同一平面，也可不在同一平面，但必须高于堆芯，这样，在发生失水事故时，堆芯仍能被硼水淹没。在筒体法兰上开有一定数量的螺孔和设置定位键，用以筒体法兰与顶盖法兰间的连接和定位。顶盖为球碟形，顶盖上设有控制棒驱动机构、堆芯测量、水位测量和放气管的接管座（见图2）。接管的一端通过螺纹或冷装方式嵌入封头孔中，然后再在封头内壁用镍

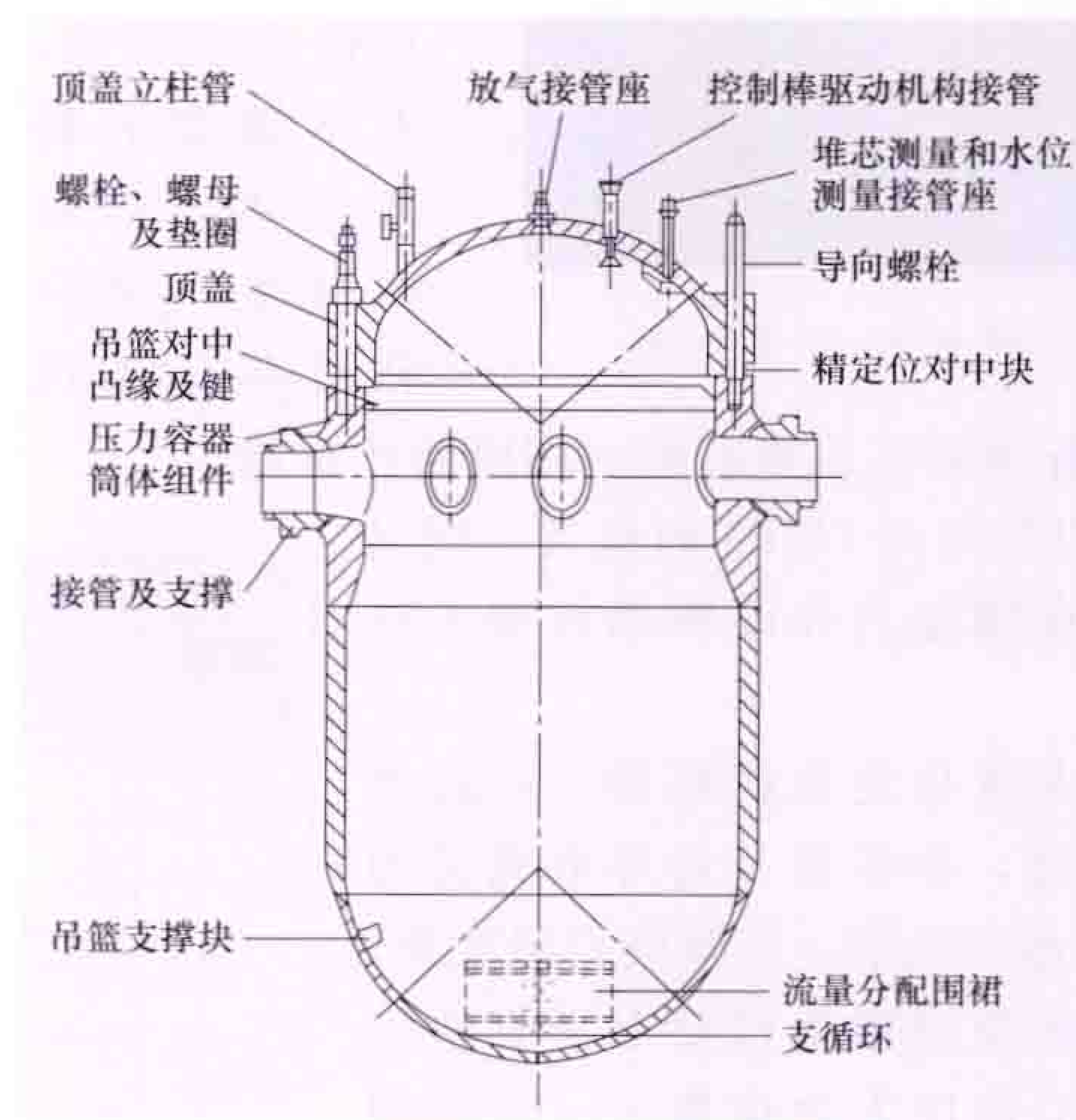
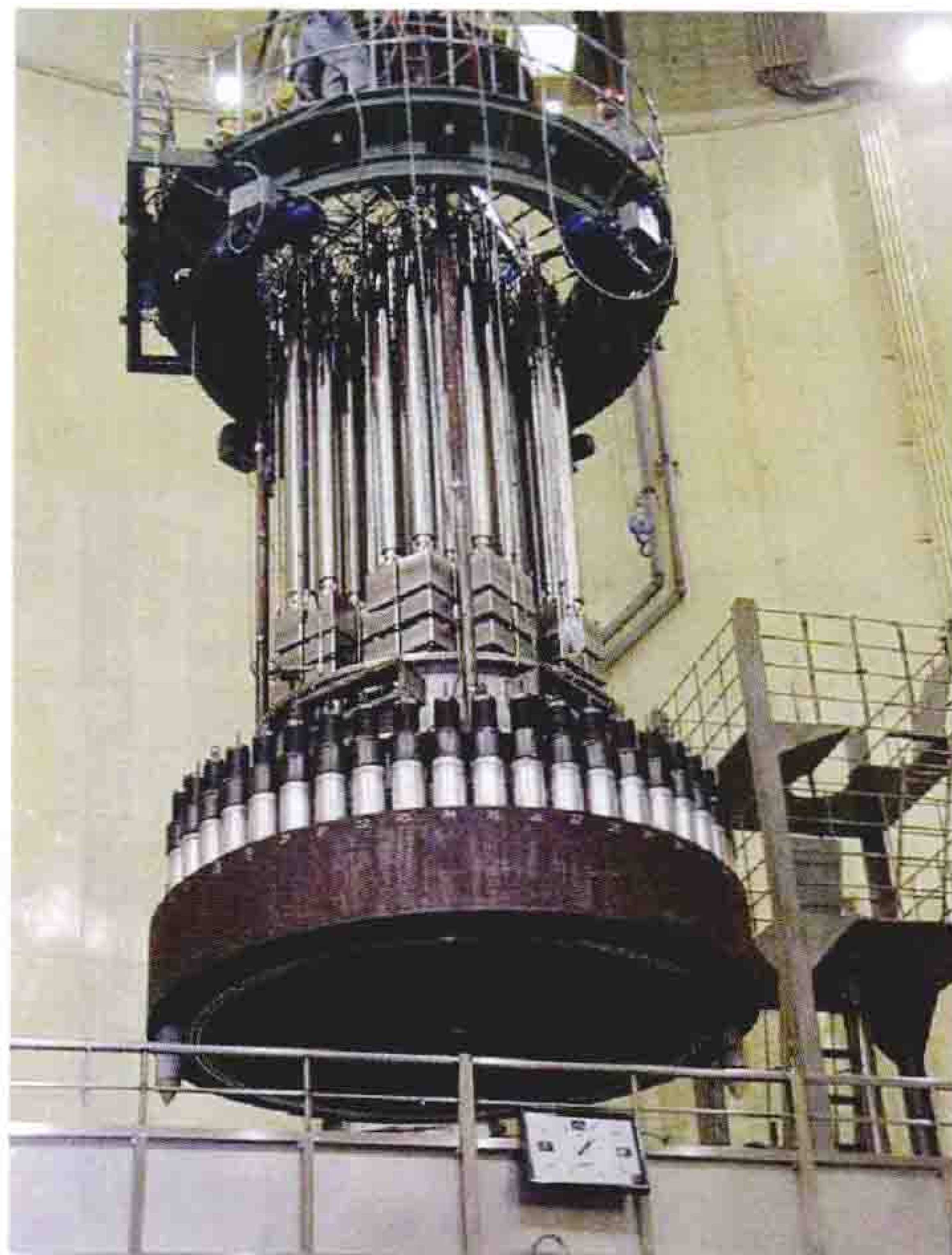


图1 反应堆压力容器


图2 压力容器顶盖

基合金焊封。顶盖外壁焊有 3 个吊耳，用以吊装顶盖。顶盖法兰内表面和筒体法兰连接处设两道 O 形环或 C 形环（其间设有泄漏监督管），用专用螺栓拉伸机拧紧螺栓使顶盖和筒体法兰密封。

附属设备　包括：①辐射监督管。用以监督整个寿期内反应堆压力容器材料和焊缝（包括焊缝金属及热影响区）辐照脆化倾向的装置，一般设 6～8 根，位置紧靠吊篮外壁。装置内设压力容器母材及焊缝金属的力学试样以及测温元件和快中子注量探测片等。②螺栓拉伸器。使反应堆压力容器的螺栓均匀拧紧或松开的专用设备。③支承件。用于按规定的位置将反应堆压力容器支承在反应堆厂房建筑构件上的部件。压力容器的接管或压力容器筒身外壁上焊接的支座都是用于支承的连接件。④保温层。用以减少反应堆压力容器散热损失的部件。压水堆压力容器的筒身和封头保温层为不锈钢箔制的金属反射式保温层。

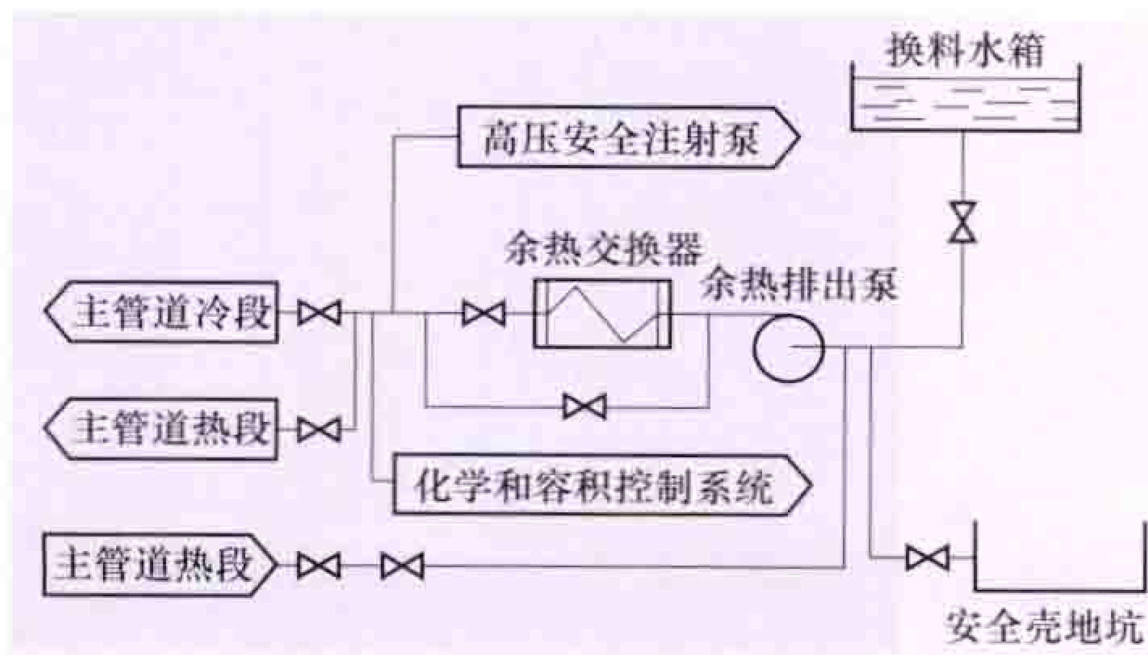
在役检查　核电厂服役期间，需进行定期检查，以确保压力容器在具有完整性和可靠性的情况下工作。检查的间隔在第三次换料时进行第一次，以后隔 7 年和再隔 13 年各检查一次。也有每隔 10 年进行一次检查的。检查主要着重于焊缝、堆焊层、密封面和螺栓等重要部位，采用专用设备进行检查。查出的缺陷按规定标准进行评定，若缺陷超过允许值，需进行修理。（见核电厂役前和在役检查）

yashuidui yure paichu xitong

压水堆余热排出系统　(PWR residual heat removal system)

用于冷停堆时排出堆芯余热的系统，也称停堆冷却系统（见图）。冷停堆是指反应堆停闭，反应堆冷却剂温度降到进行燃料操作时的温度。有些核电厂余热排出系统还兼作安全注射系统的低压注射子系统。其主要功能为：①正常冷停堆的第二阶段，即当一次冷却剂系统的压力和温度分别达到2.5～3.0MPa 和 175～180℃时，把停堆后的堆芯剩余释热以及系统内介质和设备的显热，通过设备冷却水系统传输至热阱，使反应堆冷却剂的温度以一定速率降到冷停堆或换料操作温度，并保持这个温度；②在反应堆换料开始时，将换料水箱内的含硼水输入换料水池，换料结束后，再将换料水池内的硼水送回换料水箱；③在起动、冷停堆期间，为反应堆冷却剂系统提供低温超压保护；④在反应堆换料和起动阶段，与化学和容积控制系统一起提供冷却剂下泄和净化处理。

压水堆余热排出系统通常设置两个相互独立、冗余的系列。每个系列设一台余热排出泵和一台余热交换器。当一个系列失效时，系统仍能保持其功能。余热排出泵为离心泵，每台泵设有小流量旁通管，以防止泵在无输出流量时发生热变形和损坏。余热交换器通常为 U 形管壳式结构，在设计上考虑到反应堆满功率运行停堆后一段时间内（通常考虑 20～24h）存在的余热（热负荷）和反应堆冷却剂与设备冷却水之间的最小温差，每台余热交换器按 100%的热负荷设计。余热交换器出口和旁通管道上均设置流量控制阀。



压水堆余热排出系统流程

停堆冷却和起动　反应堆冷却剂由余热排出泵从主管道热段吸出，经余热交换器管侧将热量传输给壳侧的设备冷却水后返回堆芯。通过调节余热交换器管侧的反应堆冷却剂流量，可控制反应堆冷却剂降温速率。

反应堆冷却剂温度降至 60℃以下时，一次冷却剂系统压力降至常压，便可进行换料或维修工作。

冷停堆后，不能利用正常下泄通道将反应堆冷却剂输入化学和容积控制系统净化时，余热排出泵将大部分反应堆冷却剂送入堆芯，而一部分反应堆冷却剂通过余热排出系统低压下泄通道进入化学和容积控制系统进行净化。净化后的水返回余热排出泵入口再注入堆芯。反应堆起动阶段，通过化学和容积控制系统下泄管线和余热排出系统的低压下泄通道维持一次冷却剂系统压力（2.8～3.0MPa），并由余热排出安全阀进行超压保护，直至反应堆冷却剂泵投入运行及稳压器汽腔建立，且反应堆冷却剂系统压力达到余热排出系统运行限值时（此时反应堆冷却剂温度为160～180℃），余热排出系统与反应堆冷却剂系统隔离。

换料运行　余热排出泵从换料水箱吸入含硼水，经余热交换器旁通管进入反应堆压力容器，通过松开的法兰面溢入换料水池。当换料水池水位达到规定高度后，可进行换料操作。换料结束后，将换料水池内的含硼水送回换料水箱。

EPR 先进压水堆核电厂余热排出系统的功能由应急堆芯冷却系统实现。其中低压安全注射系统既承担安全注射功能，又承担核电厂正常工况下余热排出系统的功能。

yashuidui zhengqi fashengqi

压水堆蒸汽发生器　(PWR steam generator)

将反应堆冷却剂热量传给蒸汽发生器二次侧工作介质水以产生饱和（或微过热）蒸汽的设备。所产生的蒸汽用于驱动汽轮发电机发电。蒸汽发生器同时起到将带放射性的反应堆冷却剂与不带放射性的二回路水隔离的作用。

类型　蒸汽发生器按结构可分为卧式 U 形管蒸汽发生器、立式直管蒸汽发生器和立式 U 形管蒸汽发生器三类。

卧式 U 形管蒸汽发生器　结构见图 1。它的优点是汽水流动性能好，不会在传热管周围沉积淤渣而引起腐蚀，没有管板，加工方便；单位汽水分界面蒸汽负荷小，汽水分离装置简单。缺点是占地面积大，致使安全壳直径大。俄罗斯压水堆核电厂蒸汽发生器就采用这种形式。

立式直管蒸汽发生器　结构见图 2。它的优点是能产生 25～30℃过热度的蒸汽，使核电厂热效率提高 1.5%～2%。缺点是对传热管材料、二回路水质和给水自动控制要

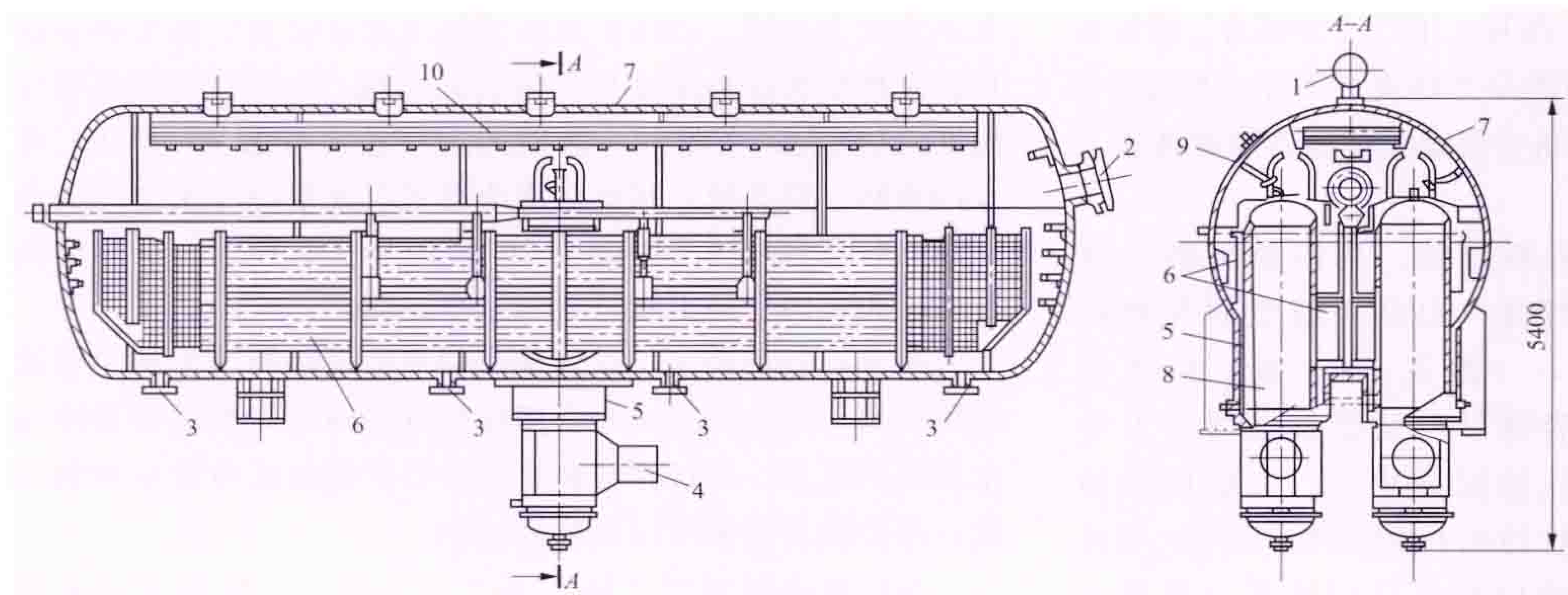


图 1　卧式 U 形管蒸汽发生器结构

1—蒸汽出口联箱；2—人孔；3—排污和排水接管；4—冷却剂进、出口接管；5—冷却剂进口联箱；6—传热管；7—筒体；8—冷却剂出口联箱；9—一回路排气管；10—汽水分离器

求高；美国三里岛核电厂事故中还暴露了立式直管蒸汽发生器由于水容量小而在事故后排出余热能力不足的缺点。

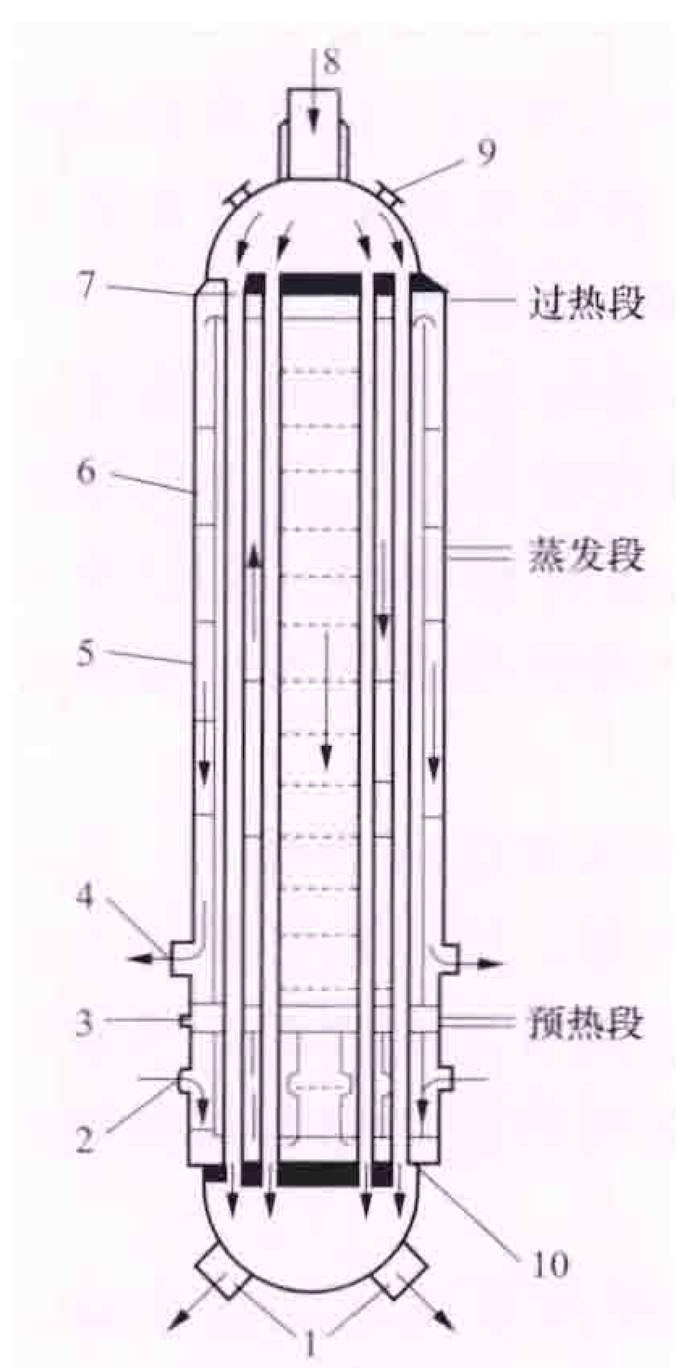


图 2　立式直管蒸汽发生器结构

1—冷却剂出口；2—给水进口（2 个）；3—应急给水进口；4—过热蒸汽出口（2 个）；5—传热管；6—套筒；7—上管板；8—冷却剂进口；9—人孔；10—下管板

立式 U 形管蒸汽发生器　结构见图 3。它是压水堆核电厂中使用最多的蒸汽发生器。按容量和结构又可分为两种形式：①美国燃烧工程公司开发。传热管为 Ω 形，带给水预热器，单台热功率约为 2000MW，净重达 800t。②美国西屋公司开发。单台热功率约为 1000MW，高约 21m，净重为 350～700t。法国、德国、日本等都引进该公司的技术加以发展，约占压水堆蒸汽发生器总容量的 70% 以上。

立式 U 形管蒸汽发生器工作原理　来自反应堆的冷却剂由进口水室进入管束，放出热量后由出口水室流出，经主泵升压后返回反应堆。二回路给水由给水接管进入环形馈水管，该环形管上设有许多倒 J 形小管，其作用是使给水中断时环形管不致排空，能防止给水恢复时发生水锤。倒 J 形管以不同的间距排列，使给水流量在管束冷段和热段适当分配，以改善管束的传热性能。给水由这些倒 J 形管喷出，流入下筒体和管束套筒之间的下降通道，在套筒下端折入管束，然后由传热管外侧向上流动，同时从传热管获得热量而汽化。在达到管束顶部时，含蒸汽 20%～30% 的汽水混合物经汽水分离器和蒸汽干燥器后，蒸汽干度达 99.75% 以上。干饱和蒸汽经上封头顶部的出口接管沿主蒸汽管道流向汽轮机。蒸汽限流器通常为设在出口接管内的文丘里管，在发生蒸汽管道破裂事故（见核电厂设计基准事故）时，能限制蒸汽流量在额定流量的 200% 左右，使反应堆冷却剂温度不致下降过多，以防止反应性剧增而引起超临界事故。

立式 U 形管蒸汽发生器结构　主要由筒体、传热管束、汽水分离装置、支承件等构成。

筒体　分两段不同直径的圆筒，由一个锥形筒相连。上筒体内装汽水分离装置和给水管组件，设有人孔以便检修。其顶部的上封头通常为标准椭球形，主蒸汽出口接管位置在中央。下筒体直径较小，内装传热管束及有关部件，其下端与管板连接处有一段加厚，以降低连接处的应力。U 形传热管两端与管板胀接和焊接。管板厚度为 555～800mm，材料为低合金钢，与反应堆冷却剂接触的下表面堆焊约 8mm 厚的镍基合金。下封头通常为半球形，内表面堆焊奥氏体不锈钢，由一块平板或弧形板将一次侧封头分隔为进口和出口两个水室，各有冷却剂接管（AP1000 先进压水堆核电厂为 2 个主泵接管）和维修的人孔。下封头与管板之间有时设一段高度为 300～400mm 的过渡筒段，使下封头焊缝作局部热处理时管子和管板接头处的温度不致过高，以免管子敏化和胀接处松弛。

传热管束　传热管为细长薄壁 U 形管，常用管径为 22、19、17.5、15.8mm，相应壁厚为 1.27、1.09、1.02mm。单台热功率为 1000MW 的蒸汽发生器有传热管 4500 根左右，按三角形或正方形阵列排成半圆形管束，两端与管板胀接和焊接。在管束直段通常沿高度设 6～8 块厚约 20mm 的支承板，用以防止传热管直段的流致振动。在 U 形弯段的管间嵌置防振条，用以防止弯段的横向振动，其结构通常为两列或三列 V 形板条，在端部焊接构成框架，材料通常为镍基合金，表面镀硬铬以提高耐磨性能。

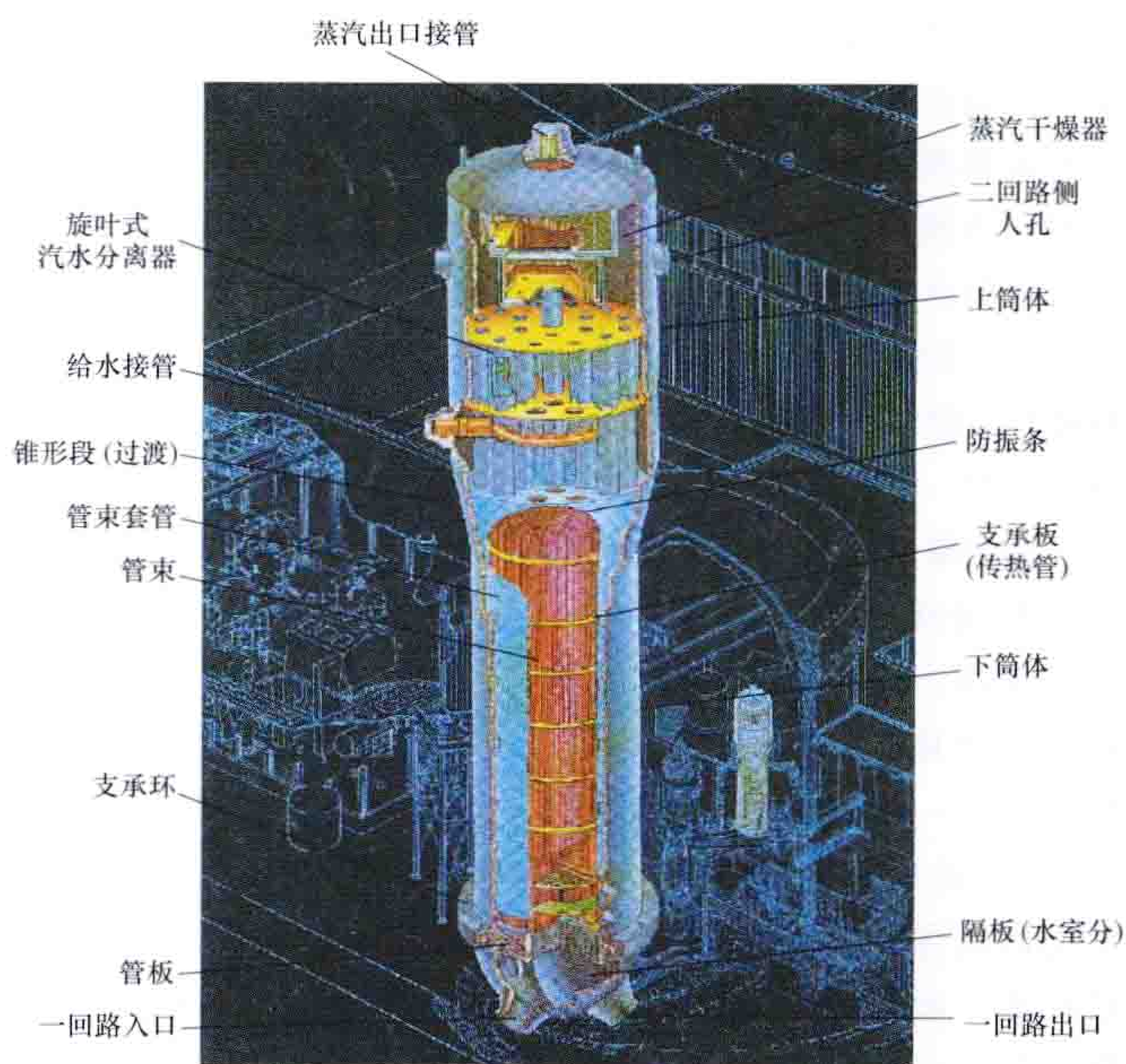


图 3　立式 U 形管蒸汽发生器结构

传热管容易因各种机理的腐蚀或微振动磨蚀而导致泄漏或破裂，是压水堆核电厂多发故障之一。它明显影响核电厂的可用率，严重的甚至在运行不到10年时就因堵管过多而不能满功率运行，需要整台更换。减少这类故障的改进方向：①正确选择传热管材料（见压水堆蒸汽发生器传热管材料）。②运行时保持良好的水质（见核电厂水化学）。③改进结构设计，尽可能增加蒸汽发生器的循环倍率和减少二次侧滞流，以免给水中杂质局部浓集或淤渣堆积。支承板的管孔早期为圆孔，材料为碳钢，因缝隙中腐蚀产物堆积而导致传热管在支承管处凹陷。以后将管孔改为三叶或四叶花瓣形（见图4），并选用与传热管能很好配合的抗磨蚀的材料；美国燃烧工程公司还发展了栅格形支承板（见图5），它比多孔板有较大的流通面积和较小的接触面积。在离管板上表面约400mm处设置流量分配板，它是中心有一个大圆孔或多边形孔的整圆板，用于使给水由下降通道折流时绝大部分由中心孔流入管束，并以较高流速掠过管板上表面，能防止淤渣沉积。此外，改进胀接和焊接工艺以避免在管子与管板连接处发生腐蚀；发展涡流检验技术，检测管壁减薄程度，及时堵管。采取这些措施大大减少了管子泄漏和破损故障。

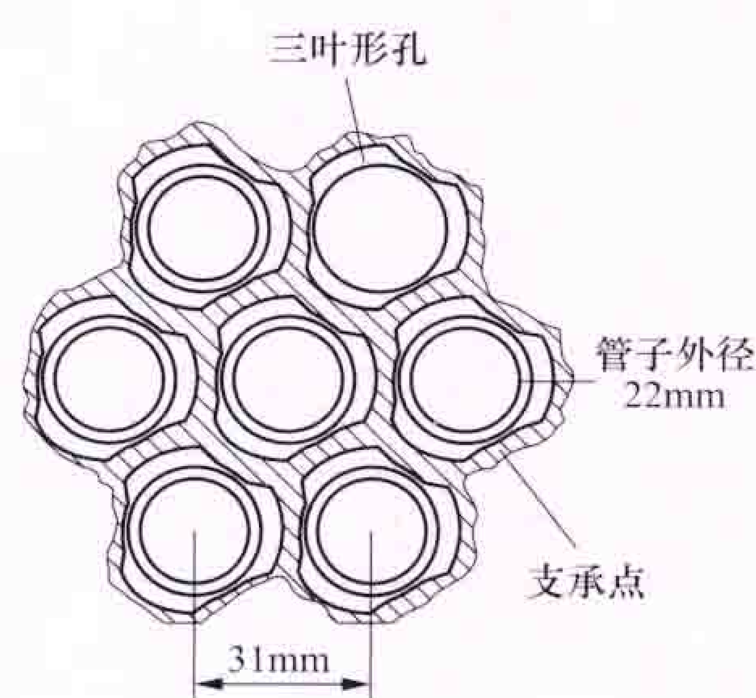


图4　带有三叶流水孔的支承板

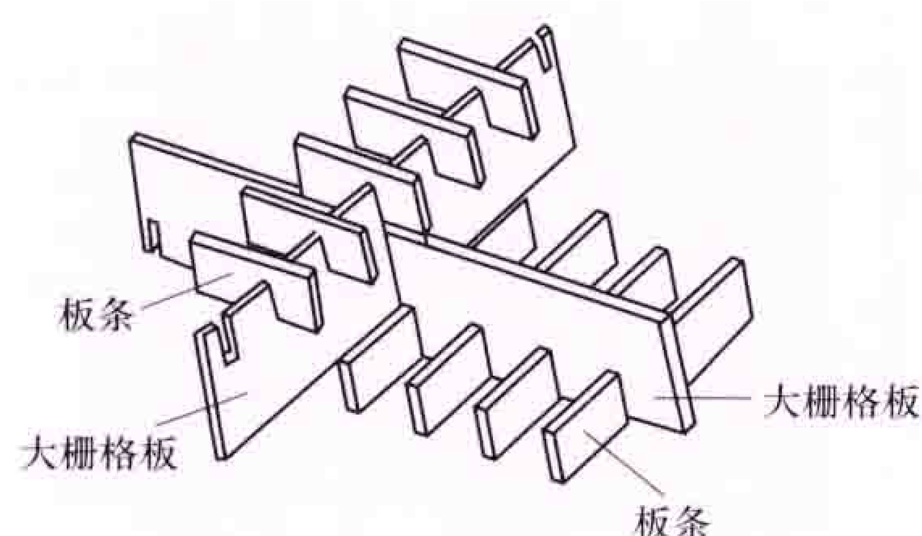


图5　栅格支承板

汽水分离装置　一般为两级：①汽水分离器（或初级分离器）。通常由三个以上、多至一百余个圆筒形初级分离器组成，每个圆筒中置有一个旋流叶片，当汽水混合物进入圆筒上升并通过叶片时产生旋流，由离心力使水贴近圆筒壁面，经切向疏水孔排出；蒸汽在圆筒中央上升流出。蒸汽在达到干燥器之前，经高度约800mm的重力分离空间，其中较大水滴因重力下降。②蒸汽干燥器（或次级分离器）。通常为立式多层平行的带钩波纹板的组合件。湿蒸汽在板间做波状流动时，所夹带的水滴附着在板壁上，被钩形板捕获排出（见图6）。若干组合件构成双层正方形、正六角形或人字形结构，固定在上封头内。

要求汽水分离装置有良好的分离能力和疏水能力，要求汽水分离器、重力分离空间和蒸汽干燥器的联合效果能使出口蒸汽干度达到99.75%以上。汽水分离器出口蒸汽干度通常在90%以上，分离器圆筒单位截面积的蒸汽负荷可达每平方米400～500t/h。蒸汽干燥器要求入口蒸汽干度在70%以上时出口蒸汽干度能达到99.75%以上。分离装置的结构和尺寸通常需通过试验确定。

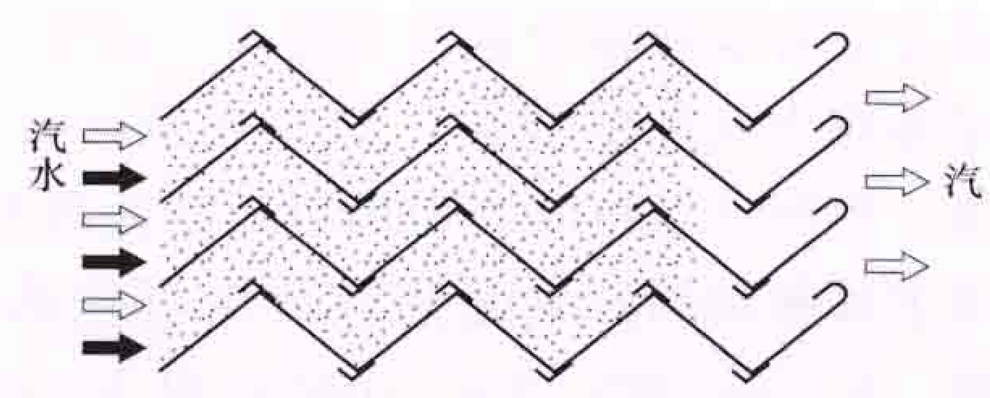


图6　带钩波形板分离器工作原理

支承件　通常在下封头或管板上设支耳，用铰接的立式支柱固定在厂房结构的底板上（AP1000核电厂蒸汽发生器一回路侧下封头有两个冷却剂出口与两台主泵连接，其组合体重量由绞型链连接在蒸汽发生器下封头中心的单柱支承件承受），使蒸汽发生器能沿主管道热段方向自由移动；在厂房结构上设阻挡器，使位移限制在一定范围内。在管板两侧设置与主管道热段方向平行的导轨以限制横向移动。在下筒体上部整个设备的运行重心高度处设置带阻尼器的横向支承，以防地震载荷或管道破裂载荷使蒸汽发生器侧倾。

由于蒸汽发生器管板上沉积大量淤渣将影响蒸汽发生器传热管的使用寿命，因此，在运行时蒸汽发生器需进行连续排污，并设置蒸汽发生器排污系统。有的蒸汽发生器设计中，在管束上方增设泥渣收集器，在停堆大修期间进行蒸汽发生器二次侧泥渣冲洗等措施。

影响蒸汽发生器性能的主要因素　包括蒸汽发生器传热面积、循环倍率和稳态特性曲线等。

蒸汽发生器传热面积　为保证核电厂在额定功率下蒸汽发生器的蒸汽产量，蒸汽发生器必须保持有足够大的传热面积。一般蒸汽发生器的传热面积在设计时应考虑一定的污垢因子和堵管因子，从而使蒸汽发生器的传热面积有一定的裕量。裕量通常取10%～15%。一台热功率为1000MW的蒸汽发生器设计传热面积一般在5000m^2左右。

循环倍率　管束任意截面上汽水两相流量与管束出口处蒸汽流量的比值。它也等于管束出口处汽水混合物含汽率的倒数。一台蒸汽发生器的蒸汽产量为G，如管束出口处汽水混合物中含蒸汽25%，则混合物中含水75%，两相流量为$4G$，所以循环倍率为$\frac{4G}{G}$或$\frac{1}{0.25}=4$。循环倍率过低会导致二回路水杂质易局部浓集，或导致管束二回路侧出现滞流，滞流区域内水的局部浓缩会引起传热管腐蚀，还可能因二回路水掠过管板表面时流速较低，使淤渣在管板表面堆积，引起管壁局部减薄。循环倍率过高会使汽水分离器负荷过高而可能影响分离能力，并使二回路水冲刷传热管的流束过高而可能引起传热管的振动。通常要求循环倍率为3～5。

稳态特性曲线　蒸汽发生器负荷降低时，一、二回路的温压减小，因此二回路侧汽压升高，至零负荷时，汽压最高，约等于此时反应堆冷却剂温度的饱和压力。以不同负荷时的二回路汽压对负荷作曲线，称为稳态特性曲线。设计取零负荷时的汽压加一定裕量作为二回路设计压力。适当选择反应堆冷却剂温度随负荷变化的关系，可使满负荷时汽压与零负荷时汽压相差不致过大，从而使二回路设计压力不致过高。

表中给出了有代表性的蒸汽发生器的主要参数。

压水堆各发展阶段有代表性的蒸汽发生器主要参数

机　组	Yankee Rowe	秦山核电厂	美滨2号	大亚湾核电厂	WNP-5	F型	WNP-4	WWER 1.000	AP1000	EPR
类型	立式U形管	立式U形管	立式U形管	立式U形管	立式U形管	立式U形管	立式直管	卧式U形管	立式U形管	立式U形管
制造厂家	美国西屋公司	中国上海锅炉厂	日本三菱重工	法国法马通公司	美国燃烧工程公司	美国西屋公司	美国巴布柯克·威尔柯克斯公司	俄罗斯	美国西屋公司	法国法马通公司
每台热功率（MW）	150	517.5	728	965	1900	1050	1880	749	1707.5	1232.5
一回路运行压力（MPa）	13.8	15.2	15.4	15.2	15.5	15.5	15.5	13.9	155	155
冷却剂进口温度（℃）	293	316.1	320	327.6	327.3	325	331	323	321.5	330
冷却剂出口温度（℃）	268	287.9	289	292.4	295.8	287.5	298	289	297.5	294.9
每台冷却剂流量（t/h）	4756	12000	12240	16754	37273	16900	36000	14400	34055 m^3/h	5560 kg/s
二回路蒸汽压力（MPa）	3.43	5.54	5.34	6.62	7.32	6.39	7.14	6.28	5.61	7.72
二回路蒸汽温度（℃）	243	282	269	282	289	285	306	278.5	291（零负荷）	293（零负荷）
每台蒸汽产量（t/h）	258	1010	1429	1937	3905	1816	3795	1469	944.3 kg/s	694.1 kg/s
给水温度（℃）	160	220	221	226	232	225	240.5	220	226	230
每台传热面积（m^2）	1250	3072.9	4120	5435	9700	6030	12691	5040	11477	7960
传热管外径（mm）	19.1	22	22.225	19.05	19.05	19.05	15.9	12	17.5	19.05
传热管壁厚（mm）	1.8	1.2	1.27	1.09	1.07	1.09	0.86	1.2	1.02	1.09
每台传热管数目（根）	1620	2977	3260	4478	—	5626	16000	15648	10025	5980
传热管材料	ss304	Incoloy-800	Inconel-600	Inconel-690	Inconel-600	Inconel-690	Inconel-600	12X 18H10T	Inconel-690	Inconel-690
上筒体外径（m）	2.59	3.63	4.22	4.46	6.22	5.08	3.720	13.84（长度）	5.576	5.62
下筒体外径（m）	2.16	2.80	3.23		4.82	3.76	3.720	4（内径）	4.417	3.76
总高（m）	12.3	17.3	19.3	20.8	20.88	20.62	23.0	—	22.454	24.359
净重（t）	85	211.5	277	299	750	299	490	264	663.7	～500

yashuidui zhengqi fashengqi chuanreguan cailiao

压水堆蒸汽发生器传热管材料 （steam generator tube material of pressurized water reactor）　压水堆蒸汽发生器传热管是蒸汽发生器的关键部件。由于蒸汽发生器传热管的工作环境比较恶劣，因此，传热管材料应具有良好的抗均匀腐蚀和抗应力腐蚀断裂的能力、良好的机械性能、良好的焊接性能，以及良好的导热性能等，其中抗应力腐蚀能力是影响蒸汽发生器可靠工作的重要因素。

早期压水堆蒸汽发生器U形传热管普遍采用镍基合金Inconel-600及Incoloy-800，理由是它们在高浓度氯化物中对应力腐蚀不敏感，但运行实践证明，Inconel-600在高温、高压水中，特别在蒸汽发生器的二次侧仍不能避免应力腐蚀破坏。尽管对Inconel-600作了特殊热处理，改善了它的抗腐蚀性能，但仍不能解决苛性钠应力腐蚀和磷酸盐耗蚀问题。Incoloy-800比Inconel-600合金要好，但仍不能完全避免应力腐蚀，只是在低NaOH浓度下和低应力状态下才不敏感。为了改进传热效果，蒸汽发生器传热管管壁应予以减薄，这就要求管材具有更高的强度，为此，对Incoloy-800合金管材一般的处理是：在固溶处理［（980±20)℃］后，再进行张力矫直使之产生少量冷变形（约4%），达到提高管材强度的目的。外表面平均残余应力 $\sigma_{0.2}$ 可降20%～50%，这对管材的耐应力腐蚀是有害的。为了消除变形造成的拉应力，在冷弯成型的U形管弯头处进行喷丸（玻璃球）处理，使管表面产生压应力层来改善抗应力腐蚀断裂。

新开发的传热管材料Inconel-690，与Incoloy-800相比，该合金将镍和铬含量适当提高，以增加其抗晶间应力腐蚀及穿晶应力腐蚀的能力，它们在蒸汽发生器上使用得非常成功。中国已运行和在建的百万千瓦级核电厂蒸汽发生器均采用了这种材料，它是蒸汽发生器传热管材料公认的最佳选择。Inconel-600、Incoloy-800和Inconel-690合金管材的化学成分和力学性能见表1和表2。

表 1　蒸汽发生器传热管化学成分（%）

牌号	C	Si	Mn	S	P	Ni	Cr	Fe
Inconel-600	≤0.05	≤0.50	≤1.0	≤0.015	≤0.025	≥72.0	14.0～17.0	6.0～10.0
Inconel-690	≤0.04	≤0.50	≤0.50	≤0.015	≤0.025	≥58.0	28.0～31.0	7.0～11.0
Incoloy-800	≤0.03	0.30～0.70	0.40～0.70	≤0.015	≤0.020	32.0～35.0	20.0～23.0	主成分
牌号	Al	Ti	N	Cu	Co	Ti/C	Ti/C+N	
Inconel-600	≤0.50	≤0.50	—	≤0.50	≤0.05	—	—	
Inconel-690	≤0.50	≤0.50	—	≤0.50	≤0.10	—	—	
Incoloy-800	0.15～0.45	0.15～0.60	≤0.03	≤0.75	≤0.10	>12	>8	

表 2　蒸汽发生器传热管力学性能

牌号	σ_S（MPa）	σ_b（MPa）	δ（%）	牌号	σ_S（MPa）	σ_b（MPa）	δ（%）
Inconel-600	≥241	≥551	≥30	Incoloy-800	333～471	569～686	≥30
Inconel-690	276～448	≥551	≥30				

yashuidui zhongziyuan zujian

压水堆中子源组件　（PWR neutron source assembly）

利用其内装载的放射性核素的自发裂变或其衰变放出的α粒子与铍反应产生中子；或利用其内装的非放射性核素 ^{123}Sb，其中子活化产物衰变放出的γ光子与铍反应，产生中子的固定式部件。包括初级中子源组件和次级中子源组件。中子源组件通过封装在组件中的中子源产生的中子来提高反应堆起动时的中子注量率水平，以使核测量仪器能可靠地测出中子注量率及其增长速率，使反应堆起动过程置于仪器监督之下，从而保证反应堆安全起动。

初、次级中子源组件由连接板、压紧组件和中子源棒组成，其结构形式与压水堆可燃毒物组件相同。

初级中子源组件共 2 组，每组含有一根初级中子源棒，材料为锎 Cf 源（过去用钋-铍 Po-Be 源）、镅-铍 Am-Be 源或钚-铍 Pu-Be 源，它会自发地发射中子，每根初级中子源棒强度不小于 3.6×10^8 n/s。初级中子源采用双层不锈钢包覆，用于反应堆首次起动。第一个核燃料循环结束换料时，取出初级中子源组件。

次级中子源组件共 2 组，每组有 4 根次级中子源棒。次级中子源棒由不锈钢包壳、锑-铍 Sb-Be 源芯块和上下端塞组成。Sb-Be 源是一种稳定源材料，锑在反应堆运行期间吸收中子活化，产生的γ射线轰击铍而释放出中子。次级中子源组件用于反应堆换料后起动，其最低中子源强度要求停堆换料 3～4 个月后仍不小于 3.6×10^8 n/s。

yashuidui zhongyao changyongshui xitong

压水堆重要厂用水系统　（PWR essential service water system）　将与安全相关设备的热负荷传输至最终热阱所需的冷却水系统。压水堆重要厂用水系统是传统商用核电厂和 EPR 先进压水堆核电厂专为核岛设备冷却水系统提供最终冷却的系统，是专设安全设施的支持系统之一。需要冷却的热负荷有停堆后的剩余释热、各安全相关热交换器的热负荷、事故工况下释放到安全壳内的热负荷，以及停堆后的其他热负荷。系统的排热速率应保证被冷却的系统和设备在任何工况下不超过规定的温度限值。

根据核电厂厂址水源条件，压水堆重要厂用水系统可采用直流式或循环式的水系统设计。直流式水系统一般用海水作为设备冷却热交换器的冷却水，由泵房取水，经滤网过滤器过滤、厂用海水泵提升后，经贝类捕集器进入设备冷却热交换器，然后排入溢流井，经与汽轮机凝汽器循环水混合后排放到海中，最终热阱是海水。循环式水系统一般用河（湖）水作为设备冷却热交换器的冷却水，它采用机械冷却塔，厂用水泵对经过设备冷却热交换器的厂用水进行循环冷却，其热量通过冷却塔由大气带走，最终热阱是大气。冷却塔和它的补水系统按核安全有关物项要求进行设计。

系统的水源，除来自核电厂取水构筑物或冷却塔的正常水源外，还需设置专用储水池或储水箱作为应急水源，其水量或自然冷却能力须保证反应堆发生事故时的安全停堆，并在规定时间（如 30 天）内保持安全停堆状态。

压水堆重要厂用水系统设计时，重要厂用水泵房，取、排水构筑物（或冷却塔），专用储水构筑物、管道等应考虑能经受核电厂厂址的基准自然灾害，以及对可能出现的飞射物的实体保护，应设置两个或四个独立多重系列以符合单一故障准则（见安全系统设计准则）和抗震设计要求；能动设备由安全（应急）电源供电。对于容易滋生微生物的水源需有化学处理措施。

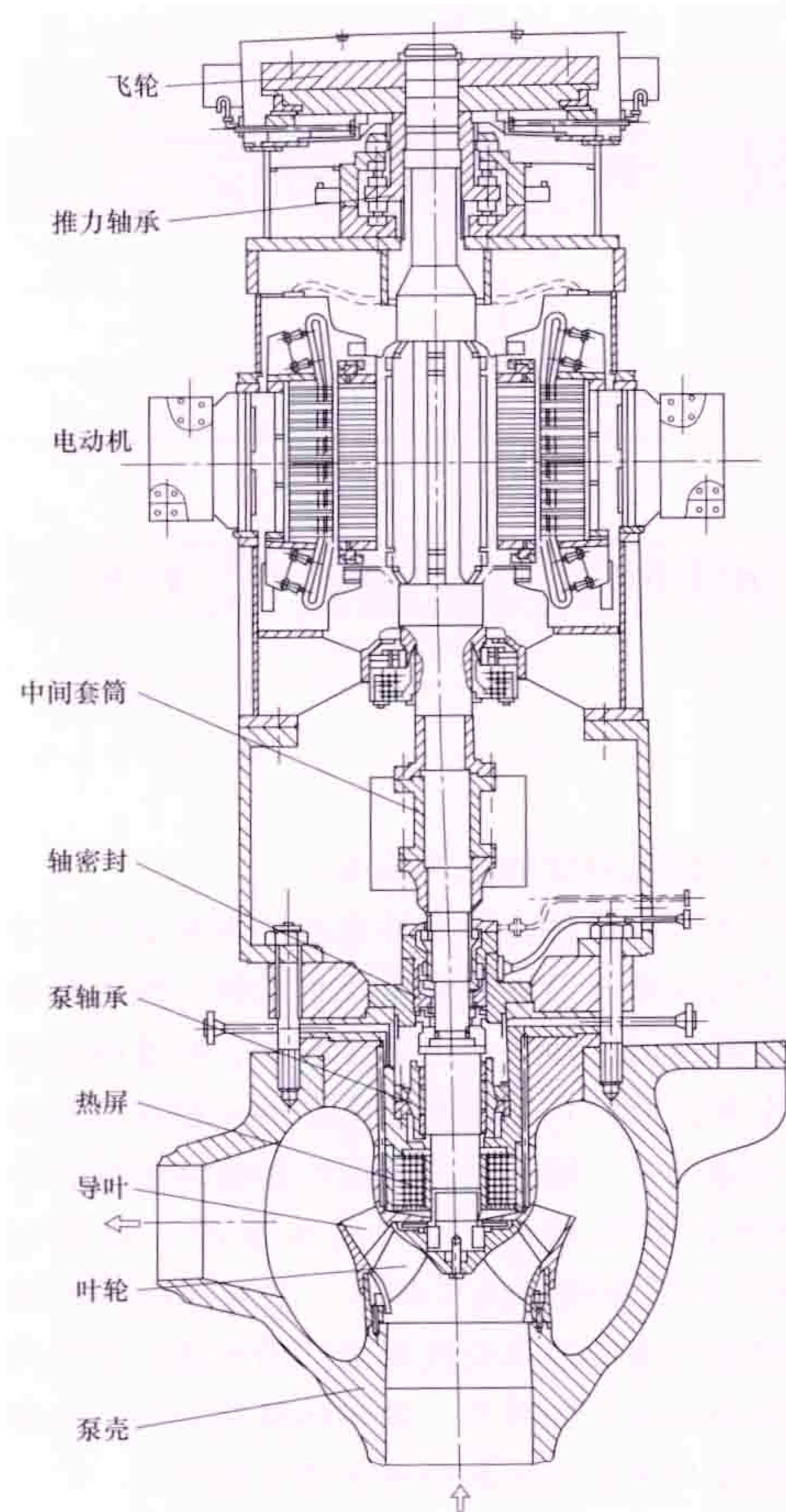
yashuidui zhoufengshi lengqueji xunhuanbeng

压水堆轴封式冷却剂循环泵　（PWR shaft sealed reactor coolant pump）　用于驱动反应堆冷却剂在一回路各环路中循环，将堆芯热量传输至蒸汽发生器二次侧的设备，也称主泵。它由立式单级感应电动机带动离心式叶轮，电动机轴与叶轮轴由刚性或挠性联轴器相连，在轴密封壳内动环和静环两端面间引入高压轴封水的水泵，传统商用压水堆核电厂和 EPR 先进压水堆核电厂的主泵采用轴封式泵。每条环路设一台或两台主泵。

由于反应堆冷却剂有较强的放射性，因此，主泵设计成具有控制冷却剂泄漏的功能，是压力边界一部分。在主泵失

去电源时，要求在尽可能长的时间内维持一定流量以冷却堆芯，故要求主泵带有厚重飞轮，以增加转子的转动惯量。

结构 主泵通常为立式、单级、离心式水泵，由交流感应电动机驱动。按飞轮和推力轴承位置、联轴器形式以及导轴承数目大致可分为三轴承泵和五轴承泵两类结构形式。①压水堆轴封式冷却剂泵三轴承泵。以美国西屋公司产品为代表（见图）。苏联ВВЭР1000MW核电厂所用的ГЦН-195型有相似的结构。飞轮设置在电动机顶部，主推力轴承与上部导轴承合成一体，布置在电动机上部。电动机下部也有一个导轴承，另一个水润滑石墨导轴承位于泵壳内叶轮上方。泵轴与电动机轴用刚性联轴器连接，结构紧凑。泵总高约8m，轴线对中要求较严。②压水堆轴封式冷却剂泵五轴承泵。以德国KSB公司产品为代表。推力轴承与电动机轴和传动轴用鼓形齿轮挠性联轴器连接。共有五个导轴承，电动机两端和推力轴承两侧各有一个油润滑导轴承，另一个水润滑石墨导轴承位于泵壳内叶轮上方。泵总高为9～10m。



压水堆轴封式冷却剂泵
三轴承泵组结构剖面图

主要部件 包括轴密封、飞轮、推力轴承、叶轮和导叶轮、泵壳、转轴和电动机等。

轴密封 主泵最关键的部件，其设计和制造难度较大。常用形式为控制泄漏、非接触式机械密封。基本原理是，在动环和静环两个端面之间引入密封介质，形成一层几微米厚的液膜，起润滑和冷却作用。按结构细节又分为静压密封和动压密封。前者通常为凹槽式，后者是在摩擦副的端面上开润滑槽，介质进入槽内后，再利用旋转产生的流体楔的动压作用，挤入端面之间，形成液膜。

为了在动环和静环之间建立全液体摩擦，接触端面要求粗糙度很低并严格控制形位公差，并适当选择物理性能和力学性能好的材料。常用材料有石墨、碳化钨、碳化硅、氮化硅、氧化铝等。此外，运行时要控制轴密封注入水的水质，特别是水中所含杂质的粒径，通常在注入水管线上设置超细过滤器，能滤去5μm以上的颗粒杂质。

一组轴密封通常为三级。典型组合为：第一级为主密封，承受大部分或全部压力，泄漏量大；第二级为安全密封，在第一级失效时可短时承受系统运行全压力；第三级也为安全密封，工作压差低，泄漏量小，有时用接触密封。但德国KSB公司产品采用三级动压密封，在第一级和第二级用毛细管控制压力分配，第三级用节流孔板控制压降，经控制后三级密封之间的压力分配为40%、40%、20%。

轴密封的结构设计要经试验验证。通常用全尺寸试验件（如动、静环有效直径为254mm），在试验台架上以正常工作压力、温度和注水条件做长时间试验运行，测定泄漏量、振动等数据，还要在改变注入水温度、压力等情况下进行试验。试验时间要超过轴密封的设计寿期。试验完毕后，将试验件解体，检查动环的接触面和变形情况。

正常运行时，由化学和容积控制系统的上充泵提供温度约为50℃、每台流量约为2m³/h的轴密封注入水。轴密封注入水进入密封壳后分为近似相等的两股水流，一股向下流入泵体，与冷却剂混合；另一股经第一级和第二级密封后分别引入容积控制箱和冷却剂疏排水箱。第三级密封另有单独的注入水，也分为两股：一股与第二级密封引漏水混合；另一股经第三级密封后引向疏排水箱或安全壳内。正常注入水发生故障时，泵内的冷却剂经过装在泵盖上的热屏冷却器或装在泵外的高压冷却器冷却后作为密封注入水，这些冷却器由设备冷却水系统持续供水。

飞轮 主泵断电时，飞轮惯量使主泵转子惰走较长时间，从而使整个转动部件的惯量能在一定时间内提供适当的流量，通常要求在30s内流量不小于50%。以1000MW核电厂主泵为例，转动惯量在3800kg·m² 左右。飞轮材料为低合金钢，要求有较高强度和冲击韧性。KSB泵组飞轮的衬套与轴接合面呈倒锥形，以过盈配合方式安装在轴上。泵超速时，飞轮从轴上自行落下，避免由超应力引起破裂而产生飞射物。

推力轴承 正常运行时，轴密封两侧压差产生的向上推力远大于叶轮两侧的向下推力，故用双向推力轴承，其主推力面为推力盘的上表面。正常运行时向上推力为400～500kN，只有在系统压力低于工作压力40%左右时才承受向下推力。结构通常为米歇尔（Michell）型可倾式瓦块，瓦块数通常为质数。由相对运动产生的润滑剂楔入作用使瓦块微倾，从而使轴承中的摩擦系数及耗功很低。在起动或停泵时，由顶油泵将油注入推力轴瓦，以防发生干摩擦。

叶轮和导叶轮 叶轮通常为单级、双向扭曲叶片、混流式。导叶轮通常为半分式，用螺钉固定在泵壳内，以减小泵壳法兰及开口尺寸。叶轮和导叶轮的叶片宜互为不可通约数。材料通常为低碳马氏体不锈钢铸件，含铬约13%，含镍约4%，并限制含钴量以减少活化产物。

泵壳 形状通常为准球形或蜗壳形。材料可用奥氏体不锈钢或低合金钢内表面堆焊奥氏体不锈钢，结构分为分片拼接或整体锻造。

转轴 泵轴与电动机轴一般均为刚性轴，即第一临界转速超过额定转速的130%。泵轴材料用与叶轮相同成分的钢锻件，以免热膨胀系统不同而产生热应力。轴表面镀硬铬，可避免装拆转子部件时擦伤轴表面，并对水润滑石墨轴承有

较好的耐磨性能。西屋公司的三轴承泵在泵轴与电动机轴之间设中间短轴，以便维修密封时不必移动电动机。KSB公司的五轴承泵在电动机轴与传动轴之间的鼓形齿轮联轴器内有足够的间距，可以用液压油缸将整个推力轴承部件顶起，装拆更为方便。

电动机　为常规交流感应电动机，但在安全保护方面有特殊要求，主要有：①防逆转机构。当几条环路中有一条环路的主泵断电时，该环路内冷却剂会倒流使该主泵逆转。逆转会使主泵某些部件受损伤，并造成再起动困难。此时，产生的离心力使机构的动、静部件保持一定间隙，互不接触。②卡转子保护器。主泵正常运行中由于机械故障将转子卡住而使电动机停转时，保护器在5s内切断电动机电源。③惯性惰转。全厂断电时，主泵电动机与主发电机电气连接，一起惯性惰转，电动机允许降频率运行至50%转速，使惰走流量保持更长时间。

性能参数　主要包括流量、扬程、汽蚀裕量、比转速等。

流量、扬程及流量-扬程 *Q-H* 曲线　主泵流量根据反应堆功率和冷却剂进出口温度计算，扬程根据反应堆本体和环路中各设备在额定流量下的流阻计算。大型主泵流量为20 000～30 000m^3/h，扬程为90～105m。要求 *Q-H* 曲线平滑，整个运行范围内无拐点，还要求做出泵的全性能曲线，即四象限特性曲线，以便分析各种事故工况。

汽蚀裕量　也称净正吸入压头（NPSH），用以判断水泵是否发生汽蚀。可通过计算有效汽蚀裕量（$NPSH_{av}$）和必需汽蚀裕量（$NPSH_{reg}$），以分析进口液压是否具有超过汽化压力的足够裕量。大型主泵的必需汽蚀裕量一般为50～75m。

比转速　定义为 $n_s = 3.65n\sqrt{Q}/H^{3/4}$，式中 n 为转速，r/min；Q 为流量，m^3/s；H 为扬程，m。$n_s < 300$ 为离心泵；$n_s = 300 \sim 500$ 为混流泵；$n_s > 500$ 为轴流泵。主泵比转速通常为 $n_s = 340 \sim 465$，属于混流泵。这种泵一般有较高的水力效率，有较陡的特性曲线，在冷却剂环路阻力低于计算值时流量变化较小。压水堆轴封式冷却剂循环泵主要参数见表。

压水堆轴封式冷却剂循环泵主要参数

参数 名称 \ 机组	秦山核电厂	大亚湾、岭澳核电厂	EPR核电厂	田湾核电厂
额定流量（m^3/h）	16 100	23 790	28 315	22 000
额定流量下扬程（m）	75	97.2	100.2	82.5
额定效率（%）	79	80	78.2	76
正常运行压力（MPa）	15.25	15.5	15.5	15.3
吸入温度（℃）	289	292.9	295.5	291
标准转动惯量（kg·m^2）	1750	3800	5600	7900
电动机额定电压（V）	6000	6600	10 000	6000
电动机供电频率（Hz）	50	50	50	50
电动机额定功率（kW）	4500	6500	8680	7100/2800
电动机同步转速（r/min）	1500	1500	1485	1000/750
主泵高度（m）	9.33	8.18	9.2	10.8
净重（kg）	88 000	104 700	116 900	139 000

yanzhong shigu guanli

严重事故管理　(severe accident management)

超设计基准事故中的某些概率较低的核电厂状态，可能由安全系统多重故障而引起，并导致堆芯明显恶化，它们可能危及多层或所有用于防止放射性物质释放的屏障的完整性。可接受的严重事故评价方法应该基于现实的或最佳估算的假设、方法和分析准则，而不必运用确定和评价设计基准事故时所采用的保守的工程方法，根据运行经验、有关的安全分析和安全研究的结果。针对严重事故，设计中必须考虑的事项有：

（1）必须采用概率论、确定论和正确的工程判断相结合的方法，确定可能导致严重事故的重要的事件序列。

（2）必须对照有关准则审查这些事件序列，以确定必须在设计中考虑哪些严重事故。

（3）对于能降低这些选定事件发生的概率或者当这些选定事件发生时能减轻其后果的可能的设计修改或规程修改，必须加以评价，如属合理可行，必须实施这种修改。

（4）必须考虑核电厂整个设计能力，包括超过其原来预定功能和预计运行状态下可能使用的某些系统（即安全系统和非安全系统）和使用附加的临时系统，使核电厂回到受控状态和/或减轻严重事故的后果，条件是可以表明这些系统能在预计的环境条件下起作用。

（5）对于多机组核电厂，必须考虑使用其他机组可利用的手段和/或支持，条件是其他机组的安全运行不会受到损害。

（6）必须在计及有代表性和起主导作用的严重事故情况下制定事故管理规程。采取合适的措施降低严重事故风险是核电厂严重事故管理的核心内容。对于特定的核电厂而言，严重事故管理是一个长期的综合性的计划，选择和实施严重事故预防和缓解措施不能立足于解决某个孤立的安全问题，而应立足于总体上降低严重事故风险。

选择严重事故管理措施的依据是系统化的严重事故薄弱环节的检查，制订严重事故管理措施的硬件基础是核电厂的全部设计能力，评价严重事故管理措施的标准是最优化地符合核电厂的安全目标，实施严重事故管理措施的软件保障是扩展的应急运行规程和严重事故管理导则，实施严重事故管理措施还必须得到组织保障和培训的支持。

现役核电厂积极贯彻纵深防御原则，严格遵守运行技术规格书，确保机组始终处于运行安全界限以内，预防事故发生；多层设防护采用有力措施将异常事件迅速纠正回到正常运行状态，避免严重事故的发生；开展严重事故研究，制定事故处理对策与应急措施，增配非能动消氢器、安全壳卸压装置、实现稳压器卸压功能延伸功能等缓解设施，限制严重事故时放射性物质的向外释放；制定严重事故管理导则，组织相关演练，提高应对严重事故的能力，在假设发生严重事故的情况下，能将对公众和环境的影响减至最低。

参考书目

林诚格．非能动安全先进压水堆核电技术．北京：原子能出版社，2010．

yanzhong shigu yufang he huanjie

严重事故预防和缓解 (severe accident prevention and mitigation) 在核电厂发生燃料元件破损率超过设计基准事故破损率限值，造成堆芯严重损坏的严重事故时（见核电厂严重事故），要求核电厂在设计、运行以及制定核事故应急计划等方面所采取的预防和缓解措施。核电发展历史上，曾发生过三起严重事故。①三里岛核电厂事故。导致反应堆堆芯严重损坏。②切尔诺贝利核电厂事故。导致反应堆爆炸、大量放射性物质释放，造成环境严重污染和人员伤亡。③福岛核电厂事故。导致堆芯严重损坏、反应堆厂房氢气爆炸、大量放射性物质释放，造成陆地环境严重污染和超标放射性废水向海洋排放或泄漏长达两、三年之久，造成极为恶劣的影响。核电厂的设计和运行必须首先考虑采取各种切实措施预防此类事故的发生，其次在发生此类事故时要有措施来减轻事故所造成的影响和后果，以保护核电厂人员、公众的安全和环境。

严重事故预防 核电厂设计采取多层次的纵深防御和多道实体屏障来预防严重事故的发生。

纵深防御设计 要针对保证核电厂正常运行、纠正预期运行事件、应对运行基准事故、应对严重事故和缓解严重事故后果这5个层次加以多重设防。（见纵深防御原则）

多道实体屏障 ①燃料棒包壳。它是核电厂的热源，也是核电厂安全设计的重点。设计中要保证燃料包壳在任何工况，包括事故工况下不破损或在设计允许的破损率下。②反应堆冷却剂系统压力边界。它是防止反应堆冷却剂和放射性物质不可控地释放到安全壳的第二道实体屏障。要求压力边界设备和部件设计必须承受任何可信事件（事件发生概率较大）所施加的静态和动态载荷而保证其完整性。③安全壳。它是实体屏障的最后一道屏障，是考虑到在反应堆发生严重堆芯熔化事故时，由于能量释放和放射性物质释放而引起安全壳内压力、温度和放射性物质增加而设置的保护装置。它对防止放射性外逸，保护环境起着十分重要作用。

针对严重事故的预防措施，需编制预防和缓解严重事故的操作规程和管理程序；制订厂内外应急计划。

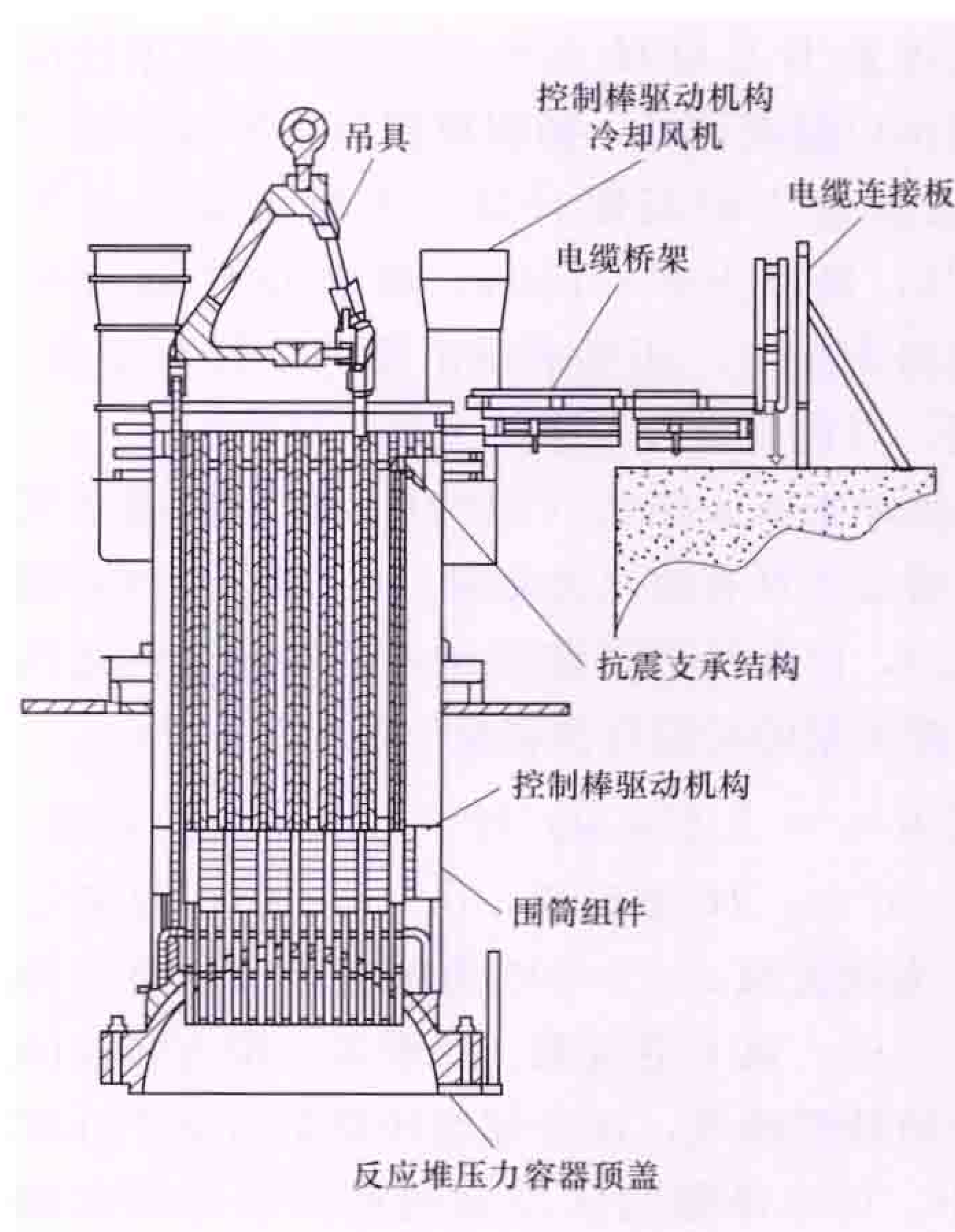
严重事故缓解 压水堆核电厂针对严重事故的缓解措施主要包括：①反应堆冷却剂的自动卸压系统。自动对反应堆冷却剂系统卸压，防止反应堆压力容器内发生高压熔堆和蒸汽爆炸而造成压力壳破坏。②反应堆压力容器外部冷却设施。如发生严重事故引起堆芯熔化，采用压力容器外部冷却技术将堆芯熔融物包容在压力容器内，带出堆芯熔融物的发热，保护压力容器不熔穿。③堆芯熔融物收集与冷却设施。有的核电厂设置熔融物的收集和冷却设施，用以收容、展开和冷却压力容器损坏时的堆芯熔融物，以保证安全壳底板不熔穿。④安全壳氢气控制系统。严重事故下，由于燃料棒包壳的锆-水反应，将在安全壳内产生大量氢气。该系统用于控制安全壳内氢气浓度在爆燃浓度以下。⑤安全壳热量导出。压水堆核电厂中分别设置了非能动安全壳冷却系统、安全壳热量导出系统和安全壳喷淋系统，以便在严重事故下导出安全壳内热量，保护安全壳的完整性。⑥压水堆安全壳隔离系统。用于事故下隔离安全壳，防止放射性物质泄漏到环境。

福岛核电厂发生严重事故后，世界核电界针对核电厂严重事故的预防和缓解方面提出了如下要求：①应急电源的设置和布置要满足发生外部事件时，能够保持它的功能；②厂址标高选择要考虑厂址水淹极端情况；③应有足够参数显示和控制手段对核电厂严重事故状态进行监测和控制；④进一步完善严重事故的操作规程、管理程序，以及厂内外的应急计划。

yitihua fanyingdui yalirongqi duiding zujian

一体化反应堆压力容器堆顶组件 (integrated head package of reactor, IHP) 在AP1000先进压水堆核电厂停堆换料期间，为简化换料操作，减少停堆时间和人员辐射剂量，将与反应堆压力容器顶盖一起移动的堆顶相关部件组合成一个整体结构的部件。

一体化反应堆压力容器堆顶组件是除压力容器顶盖以外的但安装在顶盖上面的部件，其主要部件有围筒组件、吊具、驱动机构抗震支承结构（抗震支承板）、电缆支承结构、电缆桥架、电缆、堆芯仪表支承结构和控制棒驱动机构冷却风机（见图）。



一体化反应堆压力容器堆顶组件

围筒组件 由上、中、下三个屏蔽围筒和空气导流板等组成的碳钢结构，与吊具、驱动机构抗震支承板相连，下部坐在顶盖支承台肩上。其主要功能：①导向冷却空气，冷却控制棒驱动机构磁轭线圈和棒位指示器；②为反应堆压力容器法兰区域提供辐射屏蔽；③用以支承堆顶上驱动机构电缆、堆芯仪表电缆导管和其他金属附件。

吊具 由提升杆、钩头体、U形块及与安全壳厂房环吊吊钩接口的吊杆组成，用以将压力容器顶盖和IHP作为一个整体吊装的用具。载荷通过顶盖上支承IHP的三个凸台的吊耳传递到吊具上。

驱动机构抗震支承结构 位于控制棒驱动机构耐压壳体的顶部，用销轴相互连接，并支承在围筒组件上。其主要功能：①为驱动机构提供抗震约束和缓冲，并将地震载荷通过抗震支承板和围筒组件传递到压力容器顶盖上；②作为堆芯仪表的支承结构，承受其载荷。

电缆支承结构 位于控制棒驱动机构耐压壳体顶部上方，为驱动机构磁轭线圈电缆和棒位指示电缆提供永久支承和布线。电缆的终端接到电缆连接板上，以便与外部电缆连接和断开。

电缆桥架　为安全壳运行操作平台和IHP电缆连接板之间的电缆提供支承。电缆桥架通过枢轴与操作平台相连，另一端放在混凝土结构上，在进行换料等需移动IHP操作时，电缆可以在电缆连接板处断开，并通过吊索滑轮系统将电缆桥架向上翻动。

电缆　控制棒驱动机构、堆芯测量装置和棒位指示系统等用电装置连接到电缆连接板的这一段电缆。在进行换料或其他需移动IHP操作时，先将这些电缆从电缆连接板处断开，然后将这些电缆随IHP移走。

堆芯仪表支承结构　在进行换料操作时，用以支承和保护测量温度和中子注量率分布的测量套管组件。

控制棒驱动机构冷却风机　包括四台轴流风机，支承在独立平台上。它们通过围筒下部6个控制棒驱动机构观察窗，抽取安全壳内空气。空气由导流板向上流过控制棒驱动机构耐压壳体，冷却驱动机构磁轭线圈和棒位指示器，然后空气通过中部围筒顶部四个法兰相连的四段风管由风机排出。

主要技术参数　组件总高度为14.2m；组件总质量为69t；吊具最小设计提升载荷为237.5t。

Yindu Kudakulamu Hedianchang

印度库达库拉姆核电厂　(India Kudakulam Nuclear Power Plant)　位于印度泰米尔那都邦库达库拉姆，业主单位和营运单位均为印度核电公司。该核电厂正在建2台机组，装机容量为2000MW。计划再建造4台机组（装机容量为4200MW）。除此之外，还设想再建造2台机组。全部建成后将为8台机组，总装机容量为8300MW。在建机组采用了2008年9月印度与核供应国集团达成协议、获准从俄罗斯引进的WWER-1000压水堆技术，型号为AES-92型，属于二代改进型。今后将可能采用俄罗斯的ASE-2006，这是俄罗斯新开发的第三代压水堆核电机组，已获俄罗斯技术监督局颁发的选址和建造许可证，并在俄罗斯国内建造。核电厂全景见图。



印度库达库拉姆核电厂全景（郝东秦　提供）

在建的2台机组分别于2002年3月和2002年7月开工兴建。第一台机组于2013年7月13日实现首次临界，并于同年10月22日正式并网发电。

yingyun danwei anquan zeren

营运单位安全责任　(safety responsibilities of operating organizations)　营运单位依法申请、持有核安全许可证，对所营运的核设施承担首要的安全责任。营运单位可以将各阶段的工作任务分配或委托给其他组织，但在任何情况下不因此减轻其安全责任。

营运单位在安全方面的主要职责是：①遵守国家有关法律、规章，保证核设施的安全；②接受国家核安全监管机构的监督，及时、如实地报告安全情况，提供有关资料；③对所营运的核设施的安全、核材料的安全、工作人员和公众，以及环境的安全承担首要的责任。

营运单位为承担起安全责任，必须根据核安全管理原则切实做好下列工作：①依法申请、持有核安全许可证，并严格遵守许可证限值和条件；②建立和保持责权明确、合理高效的组织机构；③制定和贯彻执行安全优先的政策；④培植安全文化；⑤保证有足够数量的经培训、考核和授权的合格人员；⑥制定和严格执行工作程序；⑦选用合格的委托合作组织，并进行评价、审查、监查和验收；⑧制定总的和各阶段的质量保证大纲，并保证其有效性；⑨保证选址、设计、制造、建造、调试、运行和退役各阶段工作的质量符合既定要求；⑩严格实施辐射防护；⑪重视经验反馈和安全研究；⑫组织内部和外部的检查、评价和验证；⑬定期、不定期地进行安全再评价；⑭制定事故管理程序；⑮制定事故应急计划，做好应急准备。

参考书目

IAEA. The Management System for Facilities and Activities-Safety Requirements No. GS-R-3 Vienna, 2006.

IAEA. The Operating Organization for Nuclear Power Plants-Safety Guide No. NS-G-2.4. Vienna, 2001.

yingji chaiyou fadian jizu

应急柴油发电机组　(emergency diesel generator set)

用于采用能动安全系统核电厂的应急电源。当核电厂失去厂外电源和主发电机不可用时，应急柴油发电机组能够快速起动并按程序带载，向专设安全设施及其支持系统设备供电，防止重要设备损坏，保证核电机组安全停闭和安全壳的完整性。

应急柴油发电机组由柴油机及辅助系统（包括燃油供应系统、预润滑和预热系统、润滑油系统、压缩空气起动系统、冷却水系统、进排气系统和速度调节系统），发电机、发电机励磁和保护系统，以及机组的控制、测量和报警系统组成。核电厂正常运行时，应急柴油发电机组处于热备用运行。预润滑和预热系统应保持机组在暖机状态，以使柴油机具备良好的起动性能。在接到起动信号后，柴油发电机组快速起动，在规定时间内对应急用电设备供电。应急柴油发电机组是核安全级设备，按安全级设备要求进行设计和鉴定。

安全设计要求　①按安全级设备和抗震Ⅰ类要求进行设计、制造和质量鉴定。②设计寿命40～60年（不包括有老化机理的密封件和可更换的易损件）。③要求布置在抗震Ⅰ类厂房，考虑外部事件对其造成的损害；每台机组布置在单独房间内，冗余柴油发电机组在电气和实体上是独立和隔离的。④每台机组设置两套独立的压缩空气起动系统，压缩空气储量应满足连续起动5次的要求。⑤主储油缶具有供机组运行至少大于7天所需的储量，日用油箱具有供机组运行至

少1h的能力。

性能设计要求 应急柴油发电机组在机组额定功率、快速起动、程序带载、定期试验等方面应满足一定的性能要求。

机组额定功率 根据核电厂失去厂外电源和主发电机不可用时，按照安全注射事故工况下、需要供电设备负荷的最大值并考虑一定裕度来确定。

快速起动 接到起动信号后，机组应在10～15s内达到额定电压和转速。起动时间应满足事故工况下，首先要投运的应急用电设备的供电要求。

程序带载 事故工况下，在规定时间内应按先后顺序完成对应急用电设备的供电。在程序带载过程中，机组调节性能要满足：①频率不应下降到额定值的95%以下；②电压不应下降到额定值的75%以下；③频率和电压应迅速恢复到其额定值98%和95%的时间小于两个应急设备起动间隔时间的60%；④在停闭或程序起动最大单个用电设备负荷的瞬态过程中，其转速变化不应超过超速跳闸最小整定值与额定转速之差的75%。

定期试验 定期检验机组快速起动和程序带载的能力。一般每1～2星期进行一次不带负载的快速起动试验；每个月进行一次带40%～50%额定功率的低功率试验；每年进行一次带100%负荷的满功率试验。

设备质量鉴定要求 按环境鉴定和抗震鉴定开展对机组的质量鉴定。环境鉴定试验包括干热老化、湿热老化、电磁兼容试验和运行老化试验；按抗震Ⅰ类要求进行抗震鉴定。

you

铀

(uranium) $Ⅲ_b$族锕系放射性化学元素，符号为U，原子序数为92，相对原子质量为238.03，是原子序数和相对原子质量最大的天然元素。1789年，M. H. 克拉普罗特（Martin Heinrich Klaproth，1743—1817）首先从沥青油矿中发现了铀。1847年，E. M. 佩利若（Eugene-Melchior Peligot）证明该物质是二氧化铀，随后用钾还原UCl_4制备了金属铀。1896年，A. H. 贝可勒尔（Antoine Henri Becquerel）发现了铀的放射性现象。那时对铀的研究属纯理论性的，铀化合物只用于玻璃和陶瓷的着色。1898年居里夫妇和同事贝蒙特在铀矿中发现了镭，铀便成为开采镭的副产品。1939年，O. 哈恩（Otto Hahn）和F. 施特拉斯曼（Fritz Strassmann）用中子轰击铀核，发现核裂变同时释放出能量，引起了人们重新对铀的重视。第二次世界大战期间和战后，由于核武器和核动力的需要，加速了铀资源的勘探和开采。

天然铀含有^{238}U、^{235}U和^{234}U三种同位素（见核素），它们的含量分别为99.28%、0.71%和0.006%，半衰期分别为4.51×10^9、7.09×10^8年和2.35×10^5年，铀是弱放射性元素。其中以^{235}U最重要，是核动力的燃料。一个^{235}U核吸收一个热中子发生裂变时放出2～3个中子，并释放出207MeV能量。1kg^{235}U核裂变放出的能量相当于燃烧2800t煤所产生的能量。根据反应堆堆型及其工作条件，核燃料可采用天然铀或提高了^{235}U含量的富集铀。用气体扩散法、离心法或激光法等分离铀同位素，可使^{235}U的富集度达到90%以上（见铀同位素的富集）。^{238}U经（n，γ）反应，两级β衰变后转变成易裂变的^{239}Pu（钚）。^{239}Pu和^{235}U也是制造核武器的主要原料。

铀的新切面呈发亮的钢灰色，但在室温下逐渐生成黑色氧化膜。铀的熔点为1405K，沸点为4200K。铀有三种同素异形体，其存在温度和主要结构特征列于表中。α-U在室温时的密度为$19.02t/m^3$。α-U和β-U呈明显的各向异性，如在298～523K，α-U单晶沿a、b、c轴热膨胀系数分别为$\alpha_a=+33.24\times10^{-6}/K$、$\alpha_b=-6.49\times10^{-6}/K$、$\alpha_c=+30.36\times10^{-6}/K$。γ-U有各向同性结构。无序排列的多晶铀在293～373K范围内的热膨胀系数等于$16.3\times10^{-6}/K$，在295～350K的比热容为27.66J/(mol·K)。α-U的热导率随温度提高而增加，室温下为25.1W/(m·K)，1033K时为37.7W/(m·K)。铀的力学性质随试样炉号和热处理的不同而异。对α轧制α退火的试样，室温屈服强度为206.8～275.8MPa，对小变形量挤压铀，室温抗拉强度为586.1～861.8MPa。

铀的三种同素异形体的主要结构特征

铀的同素异形体		α-U	β-U	γ-U
存在温度范围（K）		<941	941～1048	1048～熔点
晶体结构		斜方	四方	体心立方
晶胞中原子数（个）		4	30	2
晶格常数（nm）	a_0	0.285 41	1.057 9	0.352 4
	b_0	0.586 92	—	—
	c_0	0.495 63	0.565 6	—

铀是正电性很强的活泼元素，与所有非金属元素反应生成化合物，常以U^{3+}、U^{4+}、UO_2^+和UO_2^{2+}离子形式存在。铀与氢在523K时发生可逆反应，生成UH_3。铀-氧系比较复杂，在UO_2-UO_3间存在多种相，重要的、具有热力学稳定性的氧化物有UO_2、U_4O_9、U_3O_8和UO_3。其中UO_2是应用最广泛的核燃料。铀与卤素生成核燃料制备工艺中重要的化合物。UF_4是生产金属铀和UF_6的中间产物，UF_6的三相点为337K，是铀同位素分离的原料。碳化铀、氮化铀和硅化铀性能优越，有望成为新一代核燃料。

you bu hunhe taoci ranliao

铀钚混合陶瓷燃料

(mixed uranium-plutonium ceramic fuel) 铀钚混合氧化物、碳化物或氮化物陶瓷燃料的统称，以$(U,Pu)O_2$、$(U,Pu)C$等化学式表示。这类核燃料含有易裂变核素^{239}Pu和可转换核素^{238}U，是快中子增殖堆和轻水堆的重要燃料体系，专用于核燃料的增殖和转换。与乏燃料后处理一起构成了相应的闭式核燃料循环。已投入商用的是$(U,Pu)O_2$燃料，习惯上称为MOX（Mixed Oxide）燃料。只有印度的快中子增殖试验堆（FBTR）采用了$(U,Pu)C$燃料。

MOX燃料的PuO_2含量和O/M随反应堆堆型而异，快中子增殖堆一般采用20%～30%PuO_2和亚化学计量（O/M=1.97～1.98），轻水堆则采用5%～10%PuO_2和超化学计量（O/M=2.00～2.04）。MOX燃料的性质与

PuO_2 含量及 O/M 有关。一种典型的快中子增殖堆用 (U，Pu)O_2 的主要物理性质列于表中。PuO_2 和 UO_2 都是 CaF_2 型面心立方结构，混合氧化物中 UO_2 与 PuO_2 有完全的替代固溶度，可以形成单相固溶体。它的晶格常数随 PuO_2 含量的提高而线性减少，热导率随 PuO_2 含量的增加而降低，且随 O/M 的减少而降低。铀钚混合氧化物芯块的机械强度比二氧化铀的低，蠕变速率随 O/M 而异。O/M 越大，蠕变速率越低，与温度成倒数关系。在快中子增殖堆使用时，铀钚混合氧化物燃料受到强烈的裂变效应和陡峭的温度梯度作用，产生裂纹、重结构、密实、肿胀及裂变气体释放等现象，但在燃耗限值下仍认为其有较好的辐照稳定性。轻水堆用 MOX 燃料的 PuO_2 含量较低，其物理、力学性质及辐照行为均与二氧化铀基本相同，只是裂变气体释放量在 50 000MW·d/t燃耗下约比二氧化铀高 20%，这在燃料棒设计中需要精心考虑，适当减少 MOX 芯块数量、加大燃料棒气腔体积等。

铀与钚具有不同的中子学特性，为了避免 MOX 燃料堆芯出现功率峰，要求 MOX 芯块中铀、钚达到宏观和微观分布均匀；铀、钚分布不均匀还会影响 MOX 燃料后处理的硝酸溶解率；在混料工艺上，既要严格控制富钚颗粒尺寸，又要严格控制富钚颗粒中的钚浓度。设计要求快中子增殖堆 MOX 燃料的 O/M 小于 2.00，在烧结温度、气氛等控制方面具有一定的技术难度；而且快中子增殖堆 MOX 芯块烧结后一般不进行无心研磨，芯块外径主要依靠对压制成型时的密度均匀性和烧结时的收缩率进行控制，成型和烧结工艺控制难度较大。在 MOX 芯块研制过程中，操纵员存在接触裸露钚和钚粉尘的风险，要求 MOX 芯块和单棒制造、检测设备全部置于密封屏蔽的手套箱内，设备操作和检修难度加大；在 MOX 芯块装管和上端塞焊接过程中，容易出现包壳管口和单棒表面被 α 污染的问题；如果专用设备的可靠性较低，手套箱的密封、屏蔽防护效果不好，将直接影响产品质量和操纵员安全。

($U_{0.75\sim0.80}$，$Pu_{0.25\sim0.20}$) $O_{1.97\sim1.98}$ 的物理性质

晶体结构	密度（293K）(t/m^3)	熔点 (K)	比热容 [J/(kg·K)]		热导率 [W/(m·K)]		热膨胀系数 (室温～1873K) (K^{-1})
			873K	1273K	873K	1273K	
面心立方 (CaF_2 型)	11.04	3041	317	334	3.3	2.5	11.6×10^{-6}

MOX 燃料粉末制备工艺可分为机械混合法（俗称干法，见图 1）和化学共沉淀法（俗称湿法，见图 2）。化学共沉淀法可获得较好的产品均匀度，并形成固溶体粉末，被德国、日本、俄罗斯等国致力开发并用于轻水堆 MOX 燃料的试制生产，德国独创了三碳酸铀钚酰铵共沉淀法（AUPuC），但因产生较多废液而难以实现工业化生产。机械混合法最早被用于制造 PuO_2 含量较高、均匀混合较易的快中子堆 MOX 燃料，后来比利时和法国经过改进，形成两步混合法即微细化主混合（MIMAS）工艺，取代了原来的一步混合工艺，又用于生产 PuO_2 含量较低、均匀混合难度大的轻水堆 MOX 燃料。MIMAS 工艺比较成熟，已达到工业生产规模。德国发明了优化共磨（OCOM）工艺，英国成功研制了简短无黏结剂（SBR）工艺，俄罗斯发明了高效磁力混合机，日本则重点研究（U，Pu）硝酸溶液的微波加热脱硝工艺。

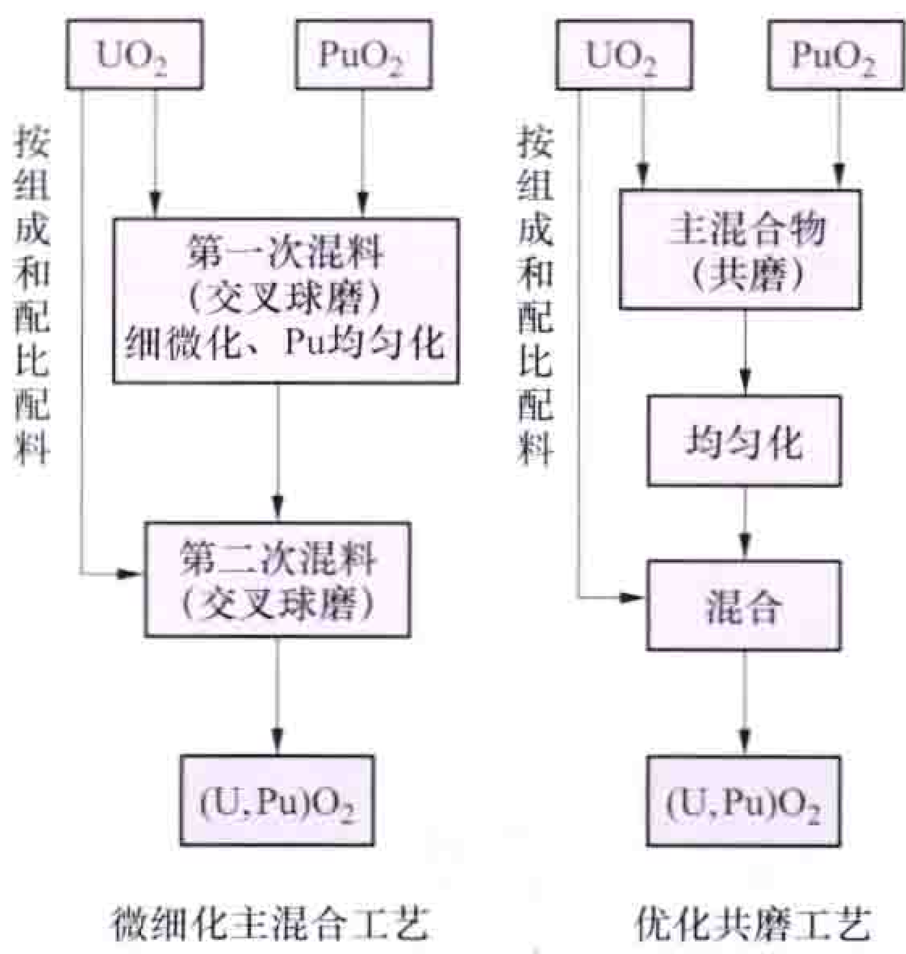


图 1 机械混合法制造 MOX 燃料粉末

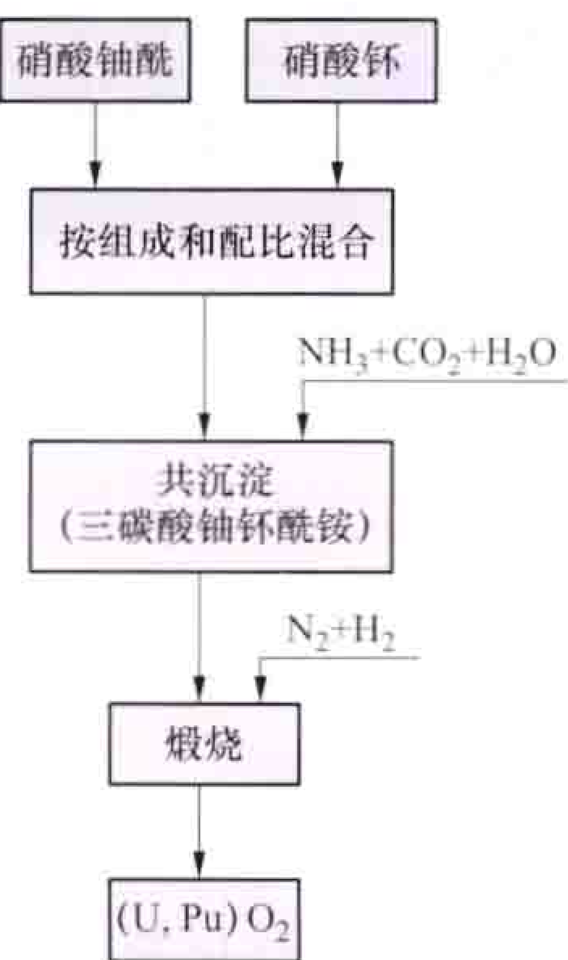


图 2 化学共沉淀法制造 MOX 燃料粉末

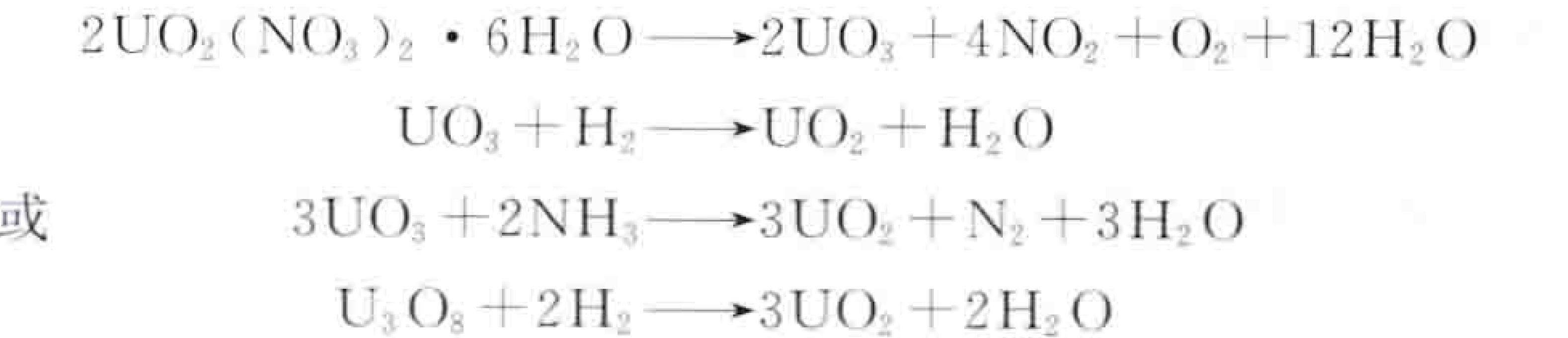
(U，Pu)C 和 (U，Pu)N 是有希望的快中子增殖堆燃料。与 (U，Pu)O_2 相比，它们有更高的重原子密度和更低的轻重原子比，使增殖比大为提高；在运行温度下，它们的热导率比氧化物的约高 5 倍，可以在更高的功率密度下使用。对给定的热功率，混合碳（或氮）化合物的堆芯装料较少，从而缩短了倍增时间。估算一个 1000MW 电功率的快中子增殖堆核电厂用碳化物燃料的倍增时间可低于 10 年。氮化物燃料因 ^{14}N 对快中子的寄生俘获，其倍增时间约为 13 年；而氧化物燃料至少要 20 年。铀钚混合碳化物的制造与碳化铀的类似。铀钚混合氮化物的制造一般分为三步：先将一定配比的（U，Pu）合金与氢反应生成粉末状的氢化物，然后用氮脱氢产生富氮化合物，最后在气氛炉中氮化获得化学计量的（U，Pu）N。

you de huaxue zhuanhua

铀的化学转化

(chemical conversion of natural uranium) 将铀的化学浓缩物纯化并转化为符合后续工艺要求的铀氧化物、氟化物或金属铀的制备过程。

二氧化铀制备 天然二氧化铀是生产重水堆燃料棒束的重要原料，也是制取四氟化铀、六氟化铀和金属铀的重要中间产品。将铀化学浓缩物（或粗制八氧化三铀）经溶解、萃取纯化得到纯硝酸铀酰溶液，可直接热脱硝得到 UO_3，用氢气或氨作为还原剂，在流化床或移动床内还原制成二氧化铀（粉末），其反应式为



$$2UO_2(NO_3)_2\cdot6H_2O\longrightarrow2UO_3+4NO_2+O_2+12H_2O$$

$$UO_3+H_2\longrightarrow UO_2+H_2O$$

或

$$3UO_3+2NH_3\longrightarrow3UO_2+N_2+3H_2O$$

$$U_3O_8+2H_2\longrightarrow3UO_2+2H_2O$$

上述反应分别在300～450℃和500～650℃下进行。

可将纯硝酸铀酰溶液中加氨水沉淀得到重铀酸铵（ADU）或重铀酸铵再转化结晶得三碳酸铀酰铵（AUC），分解还原得到二氧化铀。用重铀酸铵（ADU）或三碳酸铀酰铵（AUC）作原料制备UO_2。（见二氧化铀）

四氟化铀制备　UF_4是生产金属铀和UF_6的关键中间产品，其制备方法有湿法和干法两种，原料均采用UO_2。

（1）湿法。在装有UO_2浆体的衬胶溶解槽内注入盐酸和氢氟酸生成络合溶液，经过滤后的络合溶液与氢氟酸按等当量加入氢氟酸沉淀槽沉淀，得到四氟化铀浆液，再经过滤、洗涤，分离出含水10%～20%的四氟化铀滤饼，并干燥煅烧后得到合格的四氟化铀。该过程的反应温度为65～80℃。其两步反应式为



$$UO_2+4HCl+HF \longrightarrow H[UCl_4F]+2H_2O$$



$$H[UCl_4F]+HF+nH_2O \longrightarrow UF_4 \cdot nH_2O+4HCl$$

（2）干法。在高温下用无水氟化氢与二氧化铀相互作用，直接获得几乎不含水的UF_4产品。其反应为可逆反应，反应式为



$$UO_2(固)+4HF(气) \longrightarrow UF_4(固)+2H_2O(气)$$

反应设备常用卧式搅拌床、流化床或移动床。干法因流程短而经济性好，在工业上得到广泛应用。

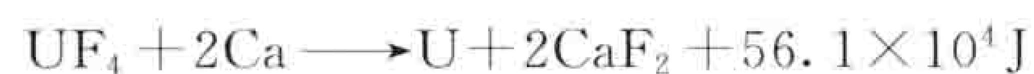
六氟化铀制备　天然UF_6是用于铀富集的原料，低富集UF_6是制造动力堆低富集燃料UO_2的重要原料（见二氧化铀）。工业上采用卧式搅拌炉、立式氟化反应器或火焰炉在炉壁温度350～450℃下通入电解制氟产生的氟气，直接氟化天然UF_4制备天然UF_6，反应式为



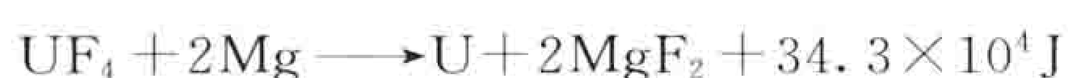
$$UF_4（固）+F_2（气）\longrightarrow UF_6（气）$$

低富集UF_6需将天然UF_6借气体扩散法或离心法富集制取。（见铀同位素的富集）

金属铀制备　以UF_4为原料，与金属钙或金属镁反应制得金属铀，反应式为



$$UF_4+2Ca \longrightarrow U+2CaF_2+56.1\times10^4J$$



$$UF_4+2Mg \longrightarrow U+2MgF_2+34.3\times10^4J$$

该工艺过程是在高纯CaF_2或MgF_2衬里的还原装置内进行的。用金属钙作还原剂时，混合粉末发生瞬间反应所释放的热量足以使金属铀和熔渣分离。而用金属镁作还原剂时，还原装置需置于电炉内加热到650～760℃，引发镁热还原反应，温度迅速达到1500～1600℃，使铀和MgF_2同时熔化。冷却后金属粗铀沉积在反应装置底部，而MgF_2熔渣浮在表面。然后去除熔渣，经水洗、取样、测密，得到金属铀粗锭。（见金属铀）

you de tiqu he jingzhi

铀的提取和精制

（extraction and refining of uranium）　对矿石中的铀进行浸出，并对所得到的含铀浸出液进行增浓和杂质分离，经化学沉淀或结晶得到铀的初级化学浓缩物的过程称为铀的提取；将铀的初级化学浓缩物再度溶解并进行深度萃取纯化，制成核纯级铀氧化物的工艺过程称为铀的精制。

铀矿石浸出　采用特定的浸出剂，有选择性地溶解矿石中的铀使其转入溶液，达到铀与岩石及其他杂质组分初步分离的过程。

浸出剂的选取依据矿石性质而定，视所选用的浸出剂不同，铀的浸出大致可分为酸法浸出、碱法浸出及中性浸出三大类。

（1）酸法浸出。适合于碳酸盐含量比较低的铀矿石，常用的浸出剂为硫酸，所使用的氧化剂一般为软锰矿、双氧水及空气。

（2）碱法浸出。适合于碳酸盐矿物含量比较高的铀矿石，通常所使用的浸出剂为碳酸盐与碳酸氢盐的混合溶液，浸出氧化剂一般为高锰酸盐、氯酸盐或次氯酸盐、空气等。

（3）中性浸出。控制浸出介质的pH值接近中性（pH=4～7）的一种浸出提铀工艺，仅用于原地浸出采铀，使用的浸出剂为低浓度硫酸或CO_2，其浸出机理均依靠HCO_3^-对矿石中的铀进行溶解。

根据浸出方式的不同，铀的浸出又可分为搅拌浸出、堆浸与原地浸出三大类。

（1）搅拌浸出。将含铀矿石细磨后按照一定的浸出液固比与浸出剂进行混合，在搅拌的状态下实现铀的浸出。搅拌浸出的矿石粒度通常控制在－65～－200目，浸出液固比通常控制在1.0～2.0，浸出时间则根据需要可以从2h达到24h，甚至更高。

（2）堆浸。将铀矿石破碎至一定粒度后进行堆置，在矿堆顶部设置喷淋系统喷洒浸出剂，通过浸出剂与铀矿石堆的渗滤接触，使铀得到有效浸出。堆浸的布液有喷淋、滴淋及堰塘渗透等多种方式，矿石粒度可以从几毫米到数百毫米（废石堆浸时），矿堆高度可以从几米到几十米，单堆规模可以从几百吨到数万吨，浸出周期则可从几周到数年。堆浸场见图。



堆浸场（曾毅君　提供）

（3）原地浸出。见铀矿开采。

浸出液中铀的回收　采用离子交换工艺、溶剂萃取工艺、淋-萃工艺、铀的沉淀工艺，使铀在与浸出液中绝大部分杂质分离的同时，重新转入较高含铀浓度的合格液中，最后通过化学沉淀或结晶，得到铀的初级化学浓缩物。

（1）离子交换工艺。利用固体离子交换树脂与浸出液中铀酰离子的化学置换反应，将溶液中的铀有选择性地吸附到树脂上，再使用特定的淋洗剂对饱和载铀树脂进行淋洗，得到初步纯化且浓集的含铀淋洗合格液。

铀的吸附通常选用弱碱性或强碱性阴离子交换树脂，饱和载铀树脂的淋洗工艺包括酸性淋洗、碱性淋洗或中性淋洗三种。

离子交换吸附及淋洗一般采用塔式设备，包括固定床吸附塔、密实床吸附塔以及悬浮床吸附塔等，一般情况下，树脂的吸附与淋洗在同一个设备中进行，只有密实移动床吸附塔需将饱和载铀树脂转移至另外专门的淋洗塔进行淋洗，并由此派生出一种新的饱和再吸附离子交换工艺。

（2）溶剂萃取工艺。使用有机溶剂与含铀水溶液进行混合接触，将水相中的铀得到萃取，之后再对饱和载铀有机相进行反萃取，使铀重新转移到水相得到高浓度含铀反萃取合格液。

典型铀萃取剂有胺类萃取剂和磷酸类萃取剂两种，常用的稀释剂为磺化煤油。铀的反萃取剂与铀的淋洗剂类似，常用的铀萃取及反萃取设备为混合澄清槽及萃取塔，根据工艺需要，铀的萃取与反萃取可选用不同的级数。

（3）淋-萃工艺。首先对含铀浸出液进行离子交换吸附，吸附饱和载铀树脂采用高浓度的硫酸溶液进行淋洗，淋洗合格液再进行溶剂萃取，萃余水相返回离子交换工序配制淋洗剂。该工艺最大的特点是既避免了树脂淋洗过程对其他杂质的引入，又使得硫酸能够全部得到循环利用。

（4）铀的沉淀工艺。通过改变含铀淋洗合格液或反萃取合格液的介质条件，破坏铀在溶液的稳定性，从而使铀以沉淀（ADU）或结晶（AUC）形式析出，并回收得到铀初级化学浓缩物产品的过程。

铀的沉淀方式大致有结晶沉淀、中和沉淀、水解沉淀及氧化沉淀等几类，除结晶沉淀所得到的三碳酸铀酰铵产品外，其他几类沉淀产品通称为黄饼，分别为铀的重铀酸盐沉淀或过氧化物沉淀。

铀的精制　将铀提取过程所得到的黄饼进行进一步纯化，分离出其中热中子吸收截面较大的中子毒物，以及可能影响后续铀元件加工工艺及元件产品性质的杂质，得到核纯级铀氧化物的工艺过程。铀的纯化精制通常采用溶剂萃取工艺，多选用磷酸三丁酯（TBP）作为萃取剂，选用去离子水（或稀硝酸溶液）作为反萃取剂。

在进行铀的萃取纯化精制之前，首先用硝酸对黄饼进行溶解，再进行萃取及反萃取纯化后，根据后续工艺的要求，反萃取合格液可以直接加氨水沉淀制备重铀酸铵（ADU），再煅烧得到铀氧化物；也可以将反萃取合格液直接蒸发得到六水化合物 $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$(UNH)，之后再加热脱硝制得铀氧化物；还可以将 NH_3 和 CO_2 气体直接通入反萃取合格液中，制得三碳酸铀酰铵晶体（AUC），再煅烧生产铀氧化物。

根据后续加工工艺的要求，可以控制铀的纯化精制条件，分别生产 UO_2 产品或 U_3O_8 产品。

youkuang dizhi

铀矿地质　(uranium geology)　研究铀矿形成机理及其分布规律，并通过铀矿勘查探明地壳内的铀资源/储量。

发展简史　铀矿地质行业的建立、发展与铀的应用、需求密切相关。早期仅把铀酰矿物作为玻璃和陶瓷工业染色剂，从铀矿中提取铀。1939 年发现铀裂变时能释放巨大能量后，随着核武器的研制成功与核电厂的运行，出现了专门的铀矿地质研究与大规模的铀矿勘查。

20 世纪 70 年代石油危机后，许多国家把核能作为替代新能源，再次出现了全球性的找铀矿高潮。到 80 年代中期，基本查明了全球铀矿发育的主要工业类型与分布规律，建立了系统的铀矿勘查方法，新的铀成矿区与铀矿床不断被发现，而且找到了几十万吨级，甚至百万吨级的巨型工业铀矿床。1986 年，切尔诺贝利核电厂事故后，核电建设发展放缓，铀矿地质也随之进入低潮。21 世纪初，随着核电建设加快，铀矿地质工作开始复苏。

中国铀矿地质工业起步较晚，开始于 20 世纪 50 年代中期，建立了花岗岩型、火山岩型、砂岩型与碳硅型四大工业类型及相应的成矿理论，发现了湘江铀矿、芙蓉铀矿、盈江铀矿等新矿。在盆地型砂岩找矿方面也取得了新的突破，发现了一批适于地浸采冶的大型矿床。

铀矿地质研究　为铀矿勘查提供理论依据与技术支撑，主要研究铀矿床的形成与分布规律，主要研究铀在地球演化过程中的行为，在地球各部分（地壳、地幔、水圈、生物圈）的分布与丰度值、富集的机理与规律；铀在自然界形成的铀矿物及含铀矿物种类、特性、产出环境，以及与其他矿物的共生组合规律；铀形成工业富集的机理、铀矿床的成因与分类，各类型铀矿床矿体的规模、产状、形态、矿石组成、伴生元素特征与产出地质环境；研究铀矿床分布的控制因素，铀成矿区划（划分出铀成矿域、省、带、区）与成矿潜力评价。

铀矿勘查　寻找铀矿床与确定其铀资源/储量的系统工程。

铀矿勘查技术方法研究包括各种找矿方法（放射性测量、水化测量、地化测量、遥感解译、磁法测量、电法测量等），勘探工程选择与网度，矿体的圈定与铀资源/储量估算，矿石（见图 1）的可利用性与经济性评价等方面。

铀矿勘查分为预查、普查、详查、勘探（见图 2）四个阶段：①预查。通过对区内资料的综合研究、类比及初步野外观测、极少量的工程验证，初步了解预查区内铀资源远景，提出可供普查的矿化潜力较大的地区。②普查。通过对成矿潜力较大的地区，进行地表野外工作和施工少量的取样工程，以及可行性评价的概略研究，对已知矿化区做出初步评价，提出是否有进一步详查的价值，圈出详查区范围。③详查。利用各种勘查方法和手段，对详查区进行系统的工作和取样，并通过可行性研究，做出是否具有工业价值的评价，圈出勘探区范围，为勘探提供依据。④勘探。对勘探区加密各种取样工程，圈定矿体与估算资源/储量，并通过可行性研究，为铀矿山建设设计提供依据。



图 1　铀矿石
（吴秀花　提供）

前景 21世纪开始铀矿地质发展进入到一个新的阶段，主要表现在：①以寻找经济型的高品位富铀矿石型矿床与适于地浸开采的低品位、大资源砂岩型铀矿床为主。②加强新型铀矿床的探索与非常规铀矿资源的研究。③在找矿中广泛应用航天、航空与高精度物化探测量的有关信息。



图2 野外勘探（曾毅君 提供）

youkuang kaicai

铀矿开采

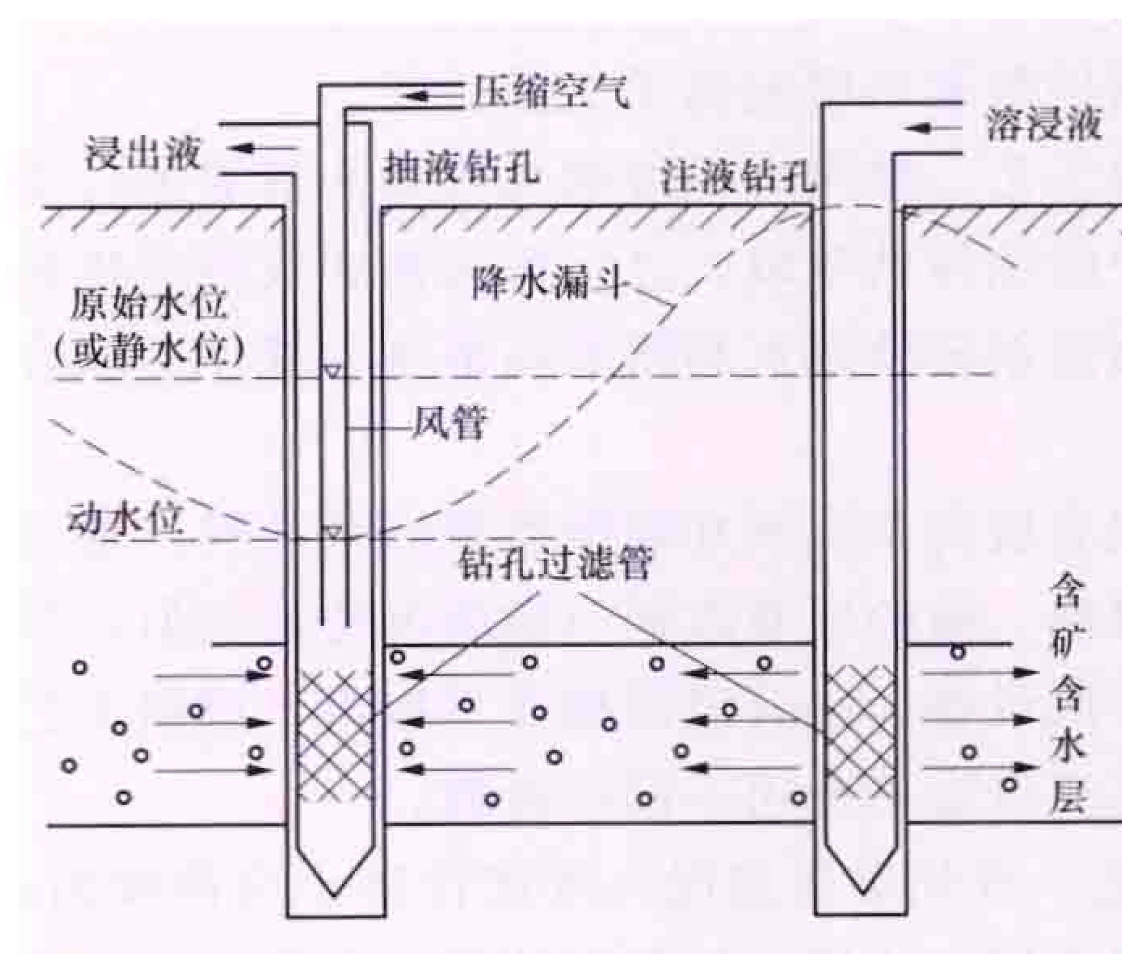
（mining of uranim deposit） 把具有商品级价值的铀矿石从矿岩中开采出来。由于铀矿石具有放射性，每道开采工序都要借助放射性物探才能完成，同时要高度重视环境保护，严格防止放射性伤害和环境污染。铀矿开采分为铀矿露天开采、铀矿地下开采、铀矿地浸开采三种方式。

铀矿露天开采 通过剥离覆盖矿体近地表的表土与岩石，把铀矿直接开采出来。铀矿露天开采多用于中、小型矿山，占全部矿山的比例较小。开采过程分爆破、铲装、运输、排土四大工序。铀矿露天开采优点是安全、防护条件好，生产探矿效果好，损失贫化率低，采矿成本低，便于提高矿山机械化水平，投产快。应重视提高剥采比，扩大应用范围。

铀矿地下开采 通过从地表向地下开掘井巷，把铀矿石从井下开采出来。其方法、工艺、设备等与其他金属矿山地下开采基本相同。铀矿地下开采矿井生产规模较小，中段高度偏低，开拓方案中平峒与斜井开拓应用较多，通风计算中以稀释氡及氡子体的原则计算风量。充填采矿法在铀矿地下开采中应用较多。充填采矿法使用灵活，回采工艺细致，便于降低损失贫化，而且采场作业条件以及通风与防护条件好，非常适应中国铀矿床矿体多变的特点。中国在矿井防水治水技术、大水高温矿床开采技术、三下开采技术、无轨开采技术等方面已积累了丰富的经验。还应进一步提高矿山机械水平，加强通风，确保在井下空气中氡及氡子体一直保持在国家允许浓度以下。

铀矿地浸开采 将配制好的溶浸液通过注液钻孔注入到矿层之中，将溶浸液在地下流动中与铀作用所生成含铀浸出液，通过抽液钻孔提升到地表，进行水冶处理得到铀的浓缩物的开采技术，又称原地浸出采铀。铀矿地浸开采集采、选、冶于一体，具有资源回收率高，生产成本低，基建投资省，环境保护好等优点。铀矿地浸开采的关键工艺技术包括对地浸铀资源评价、溶浸液的选择与配制、井场布置与钻孔结构、地浸钻孔施工、浸出液提升、抽注平衡与溶浸范围控制、浸出液处理、地浸铀矿山环境保护等。经过长期实践，中国铀矿地浸开采工艺技术已达到国际先进水平。

铀矿地浸开采要求矿层是含水层，矿石具有一定渗透性，含矿含水层顶底板连续致密，隔水性能好，同时还要求矿石中易产生沉淀、有害杂质、易消耗原材料的物质少，仅在疏松砂岩型铀矿中推广使用。中国地浸铀矿山的天然铀产量已占全国天然铀总产量1/3以上，对于提高铀资源利用率与提高企业经济效益效果显著。中国作为一个砂岩型铀资源十分丰富，同时又是铀资源品位偏低的国家，推广铀矿地浸开采意义十分重大。图中所示为地浸铀矿山抽注系统。



地浸铀矿山抽注系统

如何加强对溶浸液在地下流动的控制技术和细菌浸出技术的研究，进一步完善中性浸出技术，扩大铀矿地浸开采工艺使用范围，以及完善地浸铀矿山退役治理技术，是必须高度重视的问题。

you tongweisu de fuji

铀同位素的富集

（enrichment of uranium） 使铀元素中^{235}U同位素丰度提高的工艺过程。铀元素在自然界存在^{238}U，^{235}U和^{234}U三种同位素，其中最重要的是^{235}U，因为它是天然存在的唯一易裂变核素。天然铀中含99.28%（原子）的^{238}U，0.71%（原子）的^{235}U和0.006%（原子）的^{234}U。^{235}U丰度高于天然铀中^{235}U丰度的铀称为富集铀。

把^{235}U由天然丰度富集到5%以下的富集铀，可用作轻水或石墨慢化的动力堆燃料（见核燃料）。富集到90%或更高丰度的铀可用作核武器装料。高富集铀还用于研究（试验）反应堆以提高所需的中子注量率，也可用于高功率密度的各种小型动力堆。

同一元素的各种同位素的化学性质极为相似，尤其是铀同位素，相对质量差很小，因此分离铀同位素是一项十分困难的工作。铀富集技术涉及国防军事机密，国际上有防止核扩散条约的限制，因此技术资料封锁严密。由于这一技术在国防工业和核燃料循环中的重要地位，各国政府都高度重视，在经济上竞争也十分激烈，生产出廉价的反应堆级富集铀是一个国家政治地位和经济实力的重要标志。

发展简史 最初的铀富集技术是在极保密的情况下发展起来的。20世纪40年代初，美国曼哈顿工程计划就开发了热扩散法、电磁法、气体扩散法和气体离心法四种铀富集方法。1944年，世界上第一次公斤量级的^{235}U是在美国橡树岭用电磁法分离出来的。其前级富集是用热扩散法把天然丰度的^{235}U浓缩到丰度为0.86%，然后供入电磁分离器进一步浓缩到武器级丰度。直到20世纪80年代，气体扩散法一直在富集铀方法上占主导地位。但气体扩散法有很大的缺点，主要是耗电量大，约占成本的70%。此外，工厂的基本建设投资也很大。随着新的离心法生产能

力的建设，扩散法正逐步被取代。2012年6月，法国AREVA关闭了其气体扩散厂。截至2012年12月，全世界唯一仍在运行的扩散厂是美国USEC的Paducah扩散厂，如不能签署新的优惠价格的电力供应合同，预计也将很快关闭。

20世纪60年代，气体离心法在苏联进入实用阶段。1962年，苏联开始建设工业规模的气体离心法铀富集工厂，已经工业化应用的离心机有8代。此外，1971年，英国、德国和荷兰三国联合成立URENCO公司，共同开发气体离心机，建造气体离心法铀富集工厂，取得成功。URENCO已研制了6代工业型离心机，代表了世界气体离心机技术的最高水平。气体离心法的单级分离能力小，需要大量离心机，技术要求也很高，但其耗电量却大大低于气体扩散法。

富集方法 应用于工业生产的主要是气体扩散法和气体离心法，激光法正处于研究开发阶段。

气体扩散法 其原理是基于分子扩散现象。根据气体分子运动论，在同一温度下，气体混合物的各种分子都具有相同的平均动能，因而分子的平均速度与分子质量的平方根成反比。也就是说，分子质量越轻，分子的平均速度就越大。这样就可以利用轻重分子的平均速度不同使轻分子得到富集。但这种结果只有在气压很低，气体分子通过很小的孔时才能表现出来。

具有无数小孔的元件称分离膜，分离过程就发生在气体通过分离膜的过程。通常要求分离膜上有足够多的均匀小孔，并且小孔的半径越小越好（以工作介质不在其中冷凝为限），为10～15nm。此外，要求分离膜有承受压差的机械强度，耐工作介质的腐蚀，价格便宜，且可大规模生产。

在分离铀同位素的气体扩散厂，基本的分离设备是分离器，采用的工作介质为UF_6气体。图1所示为分离器分离原理。分离器必须有三个口，分离膜B就装在其中，F为进口，透过膜的那部分由M口流出，称为富集流，其中轻组分得到了富集；未透过膜的那部分由N口流出，称为贫化流，其中轻组分得到贫化。

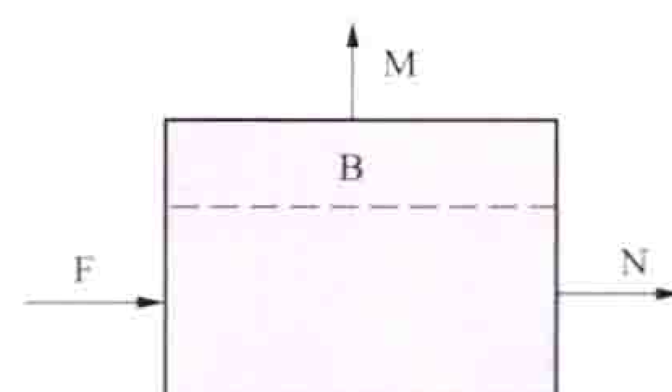


图1 分离器分离原理

为保证分离过程正常进行，每台分离器D（见图2）都带有必要的附属设备：在富集流和贫化流管道上分别装有一台压缩机C1和C2；在分离器入口有热交换器E，用于带出压缩热并维持分离器的工作温度；在每一级的贫化流管道上有调节阀门或调节器V，用以调节膜前压力；F为供料口；此外，还有各种管道、阀门及各种测试仪表系统等（图2中未标出）。

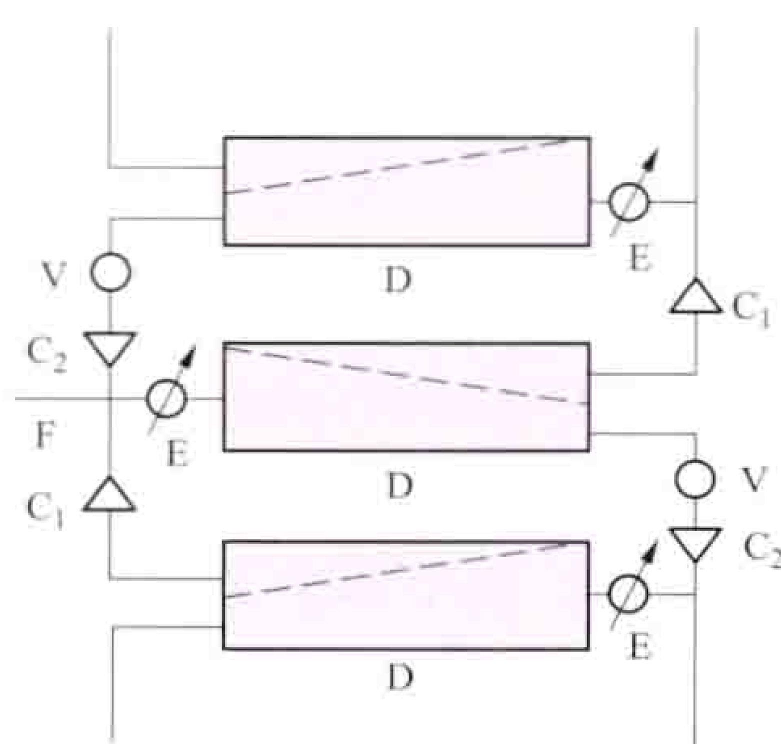


图2 三个扩散级串联示意

一台分离器与其附属设备构成气体扩散厂的最小分离单元，称为一个扩散级。一座气体扩散厂常常由数千个扩散级构成，它们以并联或串联形式排列。这种连接称为级联。

气体离心法 其基本分离设备是气体离心机，图3所示为内环流逆流气体离心机原理。转子是一个直圆筒，由轻质高强材料制成，围绕其轴做高速旋转。转子由下部的电动机驱动，上下有支承，外壳内保持真空以减少转动阻力。转子中央是一根料管，供料从管中心供入。贫料由转子下部取出，产品出料管在转子上部，旋转挡板用于减小产品取料管对气体产生的干扰。

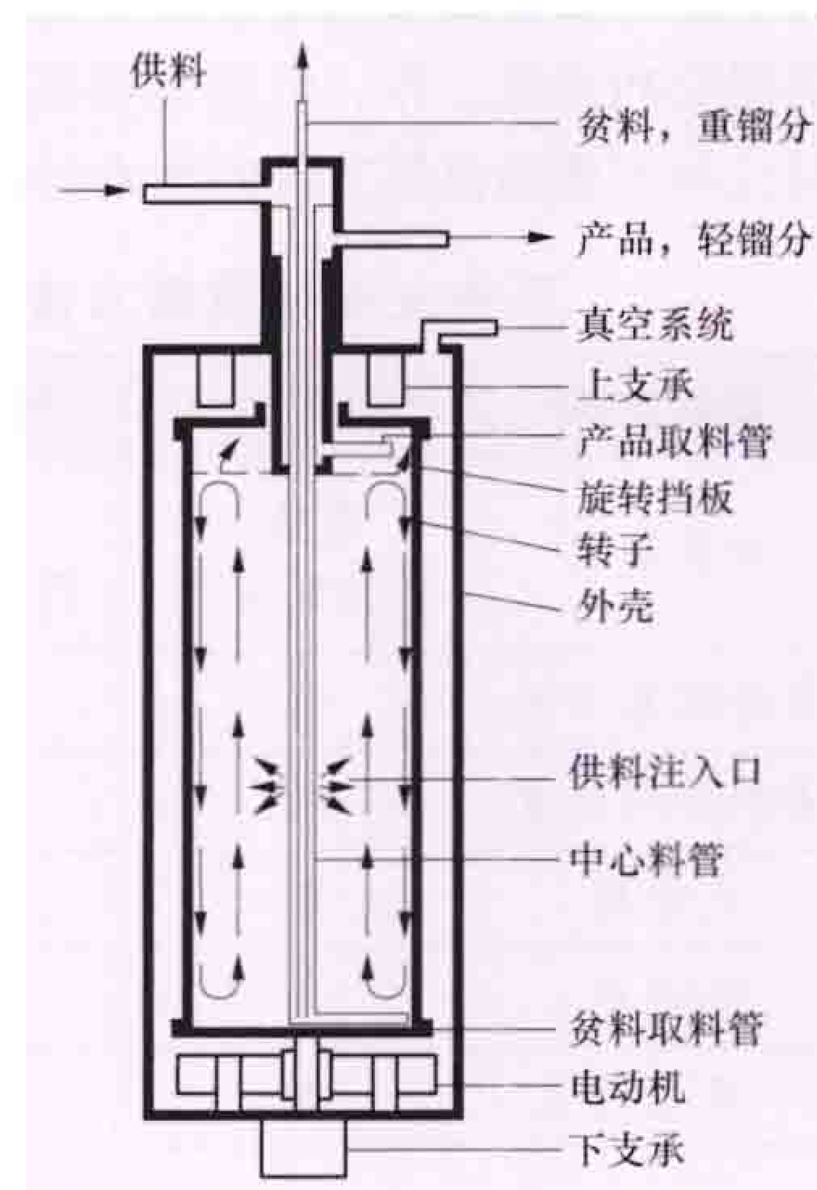


图3 内环流逆流气体离心机原理

UF_6气体进入转子后，当离心机高速旋转时，气体分子可以受到比重力大几千倍的惯性离心力的作用，转子壁处的气体压力可以比中心轴处的高几百万倍，致使壁面附近的重同位素丰度明显地高于中心处的，而轻同位素$^{235}UF_6$在轴附近得到富集。

气体离心法富集铀的工厂常需要装备数以万计的离心机，但是规模大小比较灵活。离心机是高速旋转机械，技术要求很高，转子需要使用轻质高强材料，且要求工作寿命长。俄罗斯和英国、德国、荷兰四国开发的离心机可运行25年以上。

激光法 根据同位素粒子（原子或分子）在吸收光谱上的微小差别，应用单色性极好的激光有选择性地将某一种同位素粒子激发到某一特定的激发态，再采用物理或化学方法将激发的同位素粒子与未激发的其他同位素粒子分开。

激光法可用于分离许多元素的同位素，其中以铀同位素分离最为重要，发展很快。铀同位素分离又分原子激光法和分子激光法，这两种方法均处于工业化前的研究实验阶段。

原子激光法的全称为原子蒸发激光同位素分离法（AVLIS），其原理如图4所示，整个装置包括激光器系统和分离器系统两大部分。用电子枪加热金属铀，产生高温铀蒸气原子束，再用铜蒸气激光器泵的染料激光器辐照铀蒸气原子束，使之产生^{235}U原子的三步选择性光激发和电离，同时用电磁场使^{235}U离子产生偏转，与留在原子束中的^{238}U原子分开，从而实现分离。

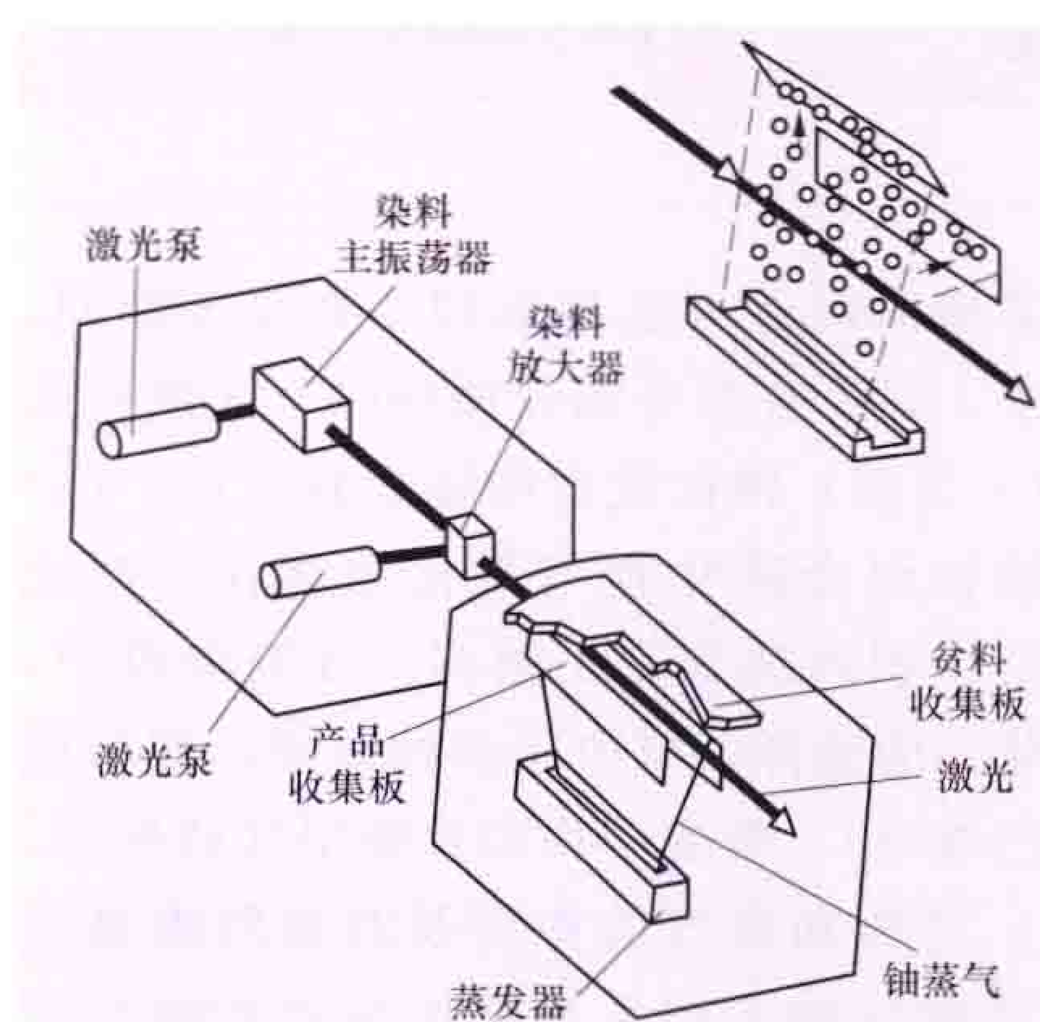


图4 原子激光法原理

展望 气体离心法是世界上铀富集技术的主要发展方向。世

界的铀富集能力的供需状况基本平衡，但美国和法国正在建设新的离心厂，以替代落后的气体扩散法生产能力；加上英国、德国和荷兰，以及俄罗斯等正逐步扩大离心法铀富集能力，预计全世界浓缩铀市场竞争将日益激烈。虽对激光法开展了大量的研究和发展工作，但离大规模商业应用还有较大距离。表中对三种主要铀富集方法的技术经济特点做了比较。

三种主要铀富集方法技术经济特点比较

富集方法	气体扩散法	气体离心法	激光法
发展阶段	成熟，逐步被淘汰	已商用，仍有改进潜力	研究开发阶段，应用前景不明朗
单级富集系数	低	中	很高
单机物料流量	高	低	低
比能耗	高	低	—
投资费	高	较高	—
运行费	高	低	—

you tu hunhe taoci ranliao

铀钍混合陶瓷燃料 (mixed uranium-thorium ceramic fuel) 铀钍混合氧化物、碳化物陶瓷燃料的统称，以（U，Th)O_2、(U，Th)C_2［或（U，Th)C］表示。铀钍混合陶瓷燃料含有易裂变核素 ^{235}U或^{233}U 和可转换核素 ^{232}Th，是高温气冷堆钍循环的一种重要燃料体系。它也可用在轻水增殖堆、沸水堆或先进重水堆中。钍循环水堆中使用的铀钍混合陶瓷燃料主要是混合氧化物［(U，Th)O_2］。(U，Th)O_2 的主要物理性质列于表中。它的晶体结构与 UO_2、PuO_2 或（U，Pu）O_2 相同，是 CaF_2 型面心立方结构。以 ThO_2 为基的混合氧化物燃料比以 UO_2 为基的混合氧化物燃料有更优越的热物理性质，如具有更高的熔点和热导率等。因此在相同的功率下，燃料中心温度较低，燃料肿胀减小和裂变产物释放都减少。它的化学稳定性也较好。

$(U_{0.2}, Th_{0.8})O_2$ 的主要物理性质

晶体结构	密度（298K）(t/m³)	熔点（K）	比热容［J/(kg·K)］
面心立方（CaF_2 型）	10.18	3598±50	314

热导率［W/(m·K)］		热膨胀系数 (1100～2400K)（K^{-1}）
773K	1773K	
5.2	4.0	12.5×10^{-6}

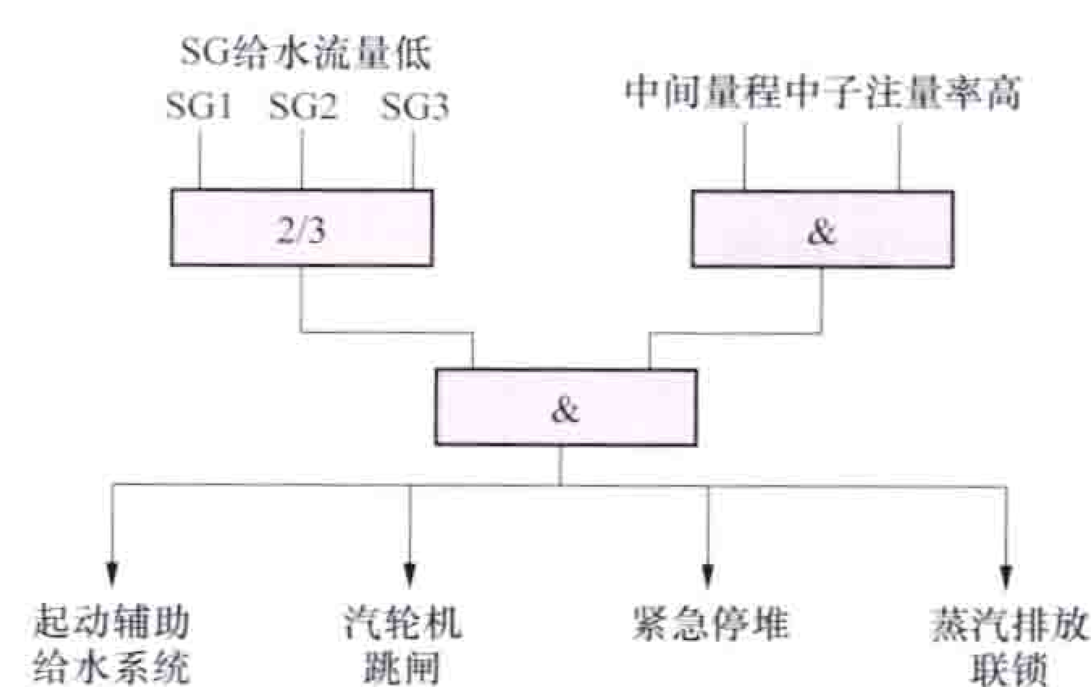
铀钍混合氧化物芯块的制造方法基本和二氧化铀相同。在钍循环高温气冷堆中，只有在非分离钍循环时，才使用钍基（ThO_2 为基或 ThC_2 为基）铀钍混合陶瓷燃料（U，Th)O_2 和（U，Th)C_2。铀钍混合碳化物与氧化物相比，熔点低，但热导率高，单位体积内裂变原子数多。在高温堆中，这两种芯核（燃料微球）的选择，取决于多种因素，即辐照下芯核迁移（称阿米巴效应）、裂变产物和包覆层间的作用、金属裂变产物的释放、芯核和湿气的作用及制造的难易程度。铀钍混合氧化物或碳化物芯核主要采用溶胶凝胶法制造。（见高温气冷堆燃料元件制造）

yuqi shuntai weijinji tingdui baohu xitong

预期瞬态未紧急停堆保护系统 (protection system for anticipated transient without scram) 为了提高核电厂运行的安全性，在核电厂设计中专门对预期瞬态未紧急停堆（ATWS）事故进行安全分析，并要求专门设置的一套控制装置，也称为 ATWS 缓解系统。ATWS 是指由于系统及设备共模故障，引起控制棒不能插入堆芯，而造成不能停堆的预期瞬态。这类事故一般针对核电厂的两类工况，即预期运行事件或中等频率事件，属于这类事故的有失去正常给水、失去厂外电源、失去负荷、汽轮机跳闸、凝汽器失去真空、主蒸汽隔离阀关闭、意外硼稀释、控制棒意外拔出等。按照概率风险的评估，失去正常给水和失去厂外电源是 ATWS 中两种最严重的事故工况。

ATWS 缓解系统用以缓解上述事故带来的后果。该系统同时兼顾考虑反应堆保护系统发生共模故障的情况，因此，要求其从传感器到执行机构都最大限度地独立于反应堆保护系统，其输出信号将触发起动辅助给水系统并触发汽轮机跳闸等功能。为应对反应堆保护系统共模故障，设计上还考虑了该系统同时输出紧急停堆信号的功能。另外，在某些核电厂，为解决控制棒驱动机构失效问题，还设计了应急硼注入系统。ATWS 缓解系统在条件符合时，将输出相应的驱动信号。

图示为某核电厂 ATWS 缓解系统的工作原理图。系统输入信号为蒸汽发生器（SG）给水流量，采用“三取二”符合逻辑，并用功率水平进行符合逻辑，当给水流量低于整定值，并且功率水平高于某个限值时，系统动作。



某核电厂预期瞬态未紧急停堆保护系统工作原理

在设备设计上，要求 ATWS 缓解系统采用与反应堆保护系统不同的软硬件平台，一般具有抗震能力，但可用非安全级的设备实现。在与反应堆保护系统接口处，应采用实体分隔和电气隔离。

考虑到数字化保护系统可能会发生软件共模故障，部分新建核电厂设计中设置了专门的多样化保护系统（DAS）。由于在设备要求上存在共性，因此，在设计时可将 DAS 与 ATWS 缓解系统进行整合。

yuanzihe

原子核 (nucleus) 原子中带正电的核心，由质子和中子组成。原子核的直径仅是原子直径的1/10 000，但其质量却占原子质量的 99.9%以上。原子核外有电子绕核不停地转动，就像行星绕太阳转动一样。质子和中子统称为核子。

原子核的电荷 原子呈电中性，原子核带正电，其电量等于核外电子的总电量，但两者的电极性符号相反。核外电子数为该原子的原子序数 Z，因此核内质子数也等于 Z。

原子核的质量　原子核内中子数和质子数之和称为质量数 A。由于质子和中子的质量都接近于1原子质量单位（1原子质量单位＝一个 ^{12}C 中性原子处于基态的静止质量的 $\frac{1}{12}$），因此原子核的质量接近于 A 个原子质量单位。A 和 Z 以及原子核所处的能态是识别核素的标志，习惯将 A 和 Z 标在元素符号的左上、下角，例如 $^{12}_{6}C$。

原子核的自旋　原子核的自旋是原子核最重要的特性之一。根据量子力学规则，核自旋取 $h/2\pi$ 的半整数和整数倍（h 为普朗克常数）。凡质子数和中子数都是偶数的核（偶偶核），其自旋为零；两者都为奇数的核（奇奇核），其自旋为 $h/2\pi$ 的整数倍。质量数为奇数的核（奇 A 核），其自旋为 $h/2\pi$ 的半整数倍，遵从费密-狄喇克统计律。质量数为偶数的核（偶 A 核），遵从玻色-爱因斯坦统计律。在自然界中稳定的核素有一半以上为偶偶核，而奇奇核仅有少数几种。原子核的自旋是原子核结合能的一项影响因素。偶偶核（如 ^{238}U 核）的结合能比它的同位素核（^{235}U）的结合能大，因而也就进一步影响了该核发生裂变的可能性。热中子可以引发 ^{235}U 核裂变，而 ^{238}U 核只能由快中子引发裂变。但是，同样都是偶偶核的 ^{232}Th 和 ^{238}U，两者可能引起裂变的中子能阈值却有很大的差异。

原子核的半径　表征原子核大小的量，也称核半径。它通常有几种意义：①表征核电荷分布的半径；②表征核内核子分布的半径；③表征原子核核力的作用范围。它们均可近似地表示为 $R=r_0A^{1/3}$，式中 A 为质量数，r_0 的值在（1.1～1.5）$\times10^{-15}$ m 范围内。核的形状接近于球形或椭球形。球形核因电荷分布对称，电四极矩为零；长椭球形核的电四极矩为正；扁椭球形核的电四极矩为负。原子核的体积近似地与 A 成正比。核子密度大致相同，核物质密度也近似为常数且大得惊人，约为 10^{17} kg/m^3。自由的核子组成原子核时要放出能量，此能量称为结合能。重核和轻核结合较松，中等质量的核结合较紧，相应的每个核子的平均结合能，重核和轻核比中等质量的核小，而中等质量的核约为8MeV。

核力　核子之间存在的短程强相互作用力。核力是短程力，其有效力程约为 10^{-15} m。核力近似地具有电荷无关性质，即两个核子处于相同的自旋和宇称态时，不管两核子是质子与质子、质子与中子，还是中子与中子，其核力具有相同的性质。核力具有饱和性，即每个核子只和它相邻的少数几个核子相互作用。用核力的饱和性可以解释核物质密度近似为常数和大多数原子核的每个核子的平均结合能几乎为一常数。核力是一种交换力，核子间通过介子发生相互作用。核子依靠核力的强相互作用使它们靠得很近，但核子间的距离很短（小于 0.4×10^{-15} m）时，核力则变成强斥力（即排斥芯）阻止两个核子继续靠近。

yuanzi hewuli

原子核物理　（nuclear physics）　探索原子核的结构、性质、变化规律，以及原子核之间、原子核与其他粒子之间相互作用规律的物理学。是现代物理学的一个重要分支。简称核物理。核物理包括经典核物理、中能物理和重离子物理三部分。其中重离子物理是发展最快的部分。核物理的研究始终和核化学相互配合进行，它们成为研究原子核的两门姐妹学科。核物理和核化学一起构成核科学。

研究方法　核物理的研究与整个科学技术紧密相关。在理论方面，要利用电动力学、连续介质理论、量子力学、统计物理、量子场论等学科；在实验方面，物理的各种实验技术都是研究核物理所需要的。特别是粒子加速器、核反应堆的应用及射线探测技术的快速发展，为核物理的基础研究和核技术的广泛应用提供了所需要的技术前提。电子计算机的使用，对核物理的理论计算和实验技术产生了深刻的影响。

应用　核物理的发展大大促进了现代科学技术和生产力的发展，为核能装置的设计提供日益精确的核数据，从而提高了核能利用的效率和经济性，为更大规模的核能利用提供了条件。核技术在医学上应用最早，已发展成为一门专门的学科——核医学。核技术在工农业、材料、生物等领域的应用已显示出巨大的经济效益和社会效益，而且将进一步促进科学技术和生产的发展，可以说核技术的普遍应用是科学技术现代化的重要标志之一。

历史发展　1896年法国的物理学家A. H. 贝可勒尔（Antoine Henri Becquerel，1852—1908）发现天然放射性现象（见放射性），是核物理学的开端。此后三四十年是核物理学发展的初级阶段，人们主要从事放射性衰变规律和射线性质的探索和研究，并利用射线来研究原子核。1898年，放射性发现后的两年，P. 居里（Pierre Curie，1859—1906）和居里夫人（Marie Sklodowska Curie，1867—1934）从铀矿石中分离出几毫克的镭。当时，镭是具有较强放射性的一种未知的新元素。1911年，E. 卢瑟福（Ernest Rutherford，1871—1937）在实验室用 α 射线轰击原子，观测 α 射线所发生的偏折，从而确立了原子的核结构，并提出了原子结构的行星模型。这一成就奠定了原子结构和原子核研究的基础。1919年，在同一实验室中，用 α 粒子轰击氮核放出质子，这是首次人工实现的核反应。

在初期核反应研究中，重要的成果是1932年中子的发现和1934年人工放射性核素的出现，揭示了原子核是由核子（中子和质子的统称）在核力作用下组成的。虽然对核力的描述还是经验性的，但中子的发现为原子核结构的研究提供了重要前提。至此，已经确立了原子核物理是一门新兴学科，当然这只是原子核物理发展的第一阶段。

1939年，O. 哈恩（Otto Hahn，1879—1968）和F. 施特拉斯曼（Fritz Strassmann）发现了核裂变现象（见裂变反应）。1942年，E. 费米（Enrico Fermi，1901—1954）建成了第一个链式裂变反应堆，这两项重大突破是核物理进入大发展阶段的主要标志，因为这是人类掌握核能的开端。

从20世纪50年代后期起，核物理研究向深度和广度发展，从多个侧面认识原子核的本质，扩展了核的"版图"，发现了原子序数大于109的超重核素，在核结构、核理论、核反应、核的激发模式等方面都有很大进展。

在20世纪30年代，粒子的概念主要是指电子、中子、质子、光子和中微子。在30年代末、40年代初发现了 μ 子和 π 介子，1947年发现了奇异粒子，后来随着加速器能量的提高，发现了大量不同于核子的新粒子。使人们对物质结构的认识，从原子核由核子组成进入到更为深入的层次，出现了一门新的学科，即粒子物理学。由于新发现的粒子在自然

界中并不存在，为了在实验中产生和研究它们，需要能够产生很高能量的实验设备，为此，人们通常把粒子物理称作高能物理。

1964年提出的强子结构的夸克模型，在以后几十年的理论和实验研究中得到支持。与此同时，关于相互作用的规范场理论取得了很大成功。人类对于物质世界基本结构和基本相互作用认识已经达到一个比较完整的阶段，在科学上的意义不亚于原子论的建立。

展望　核物理这门学科经历了百年的发展，无论在理论上还是应用上已成为十分重要的学科，但是它仍有许多的领域还没有进行探索或者是还没有更精确的实验资料。人们对核力的认识还不完全，量子力学中的多体问题还有待于解决，虽然核物理还没有建立起一套系统、完整的理论体系，但它仍是一门生气勃勃的、发展中的学科。

参考书目

卢希庭．原子核物理．北京：原子能出版社，2000．

yuanzinengfa

原子能法

（atomic energy act）　为了规范和促进原子能的研究、开发和利用，保护资源、环境和人体的健康，保障国家安全和公共安全，促进经济和社会的全面、协调、可持续发展而制定的法律。

原子能法是发展原子能事业的基本大法，是制定原子能领域行政法规、部门规章、相关导则和技术文件的主要依据。在原子能法律体系中，原子能法居于顶层地位。

世界上第一部原子能法是美国制定的。美国在第一颗原子弹爆炸成功之后不久的1946年颁布了《原子能法》，并在1954年进行了修订作为美国原子能基本法。后又根据1974年《能源重组法》、1977年《能源组织部门法》、1992年《能源政策法》及其他法律，做过多次修改。世界上已经制定原子能法的国家有美国、英国、日本、韩国、俄罗斯、德国、印度、加拿大、澳大利亚、罗马尼亚、捷克、保加利亚、波兰、乌克兰、越南、蒙古国等。

原子能法的主要内容通常包括：立法目的和宗旨，适用范围的规定，原子能主管部门和安全监督机构的职责，放射性矿产资源勘查和采冶，核材料，核设施，核技术应用，放射性废物管理，放射性物质运输，核安全、辐射安全和核安保，核事故应急，核损害赔偿，国际合作与核进出口，法律责任等。

中国原子能法的立法工作起步于1984年，在国家科学技术委员会、国防科学技术工业委员会、工业和信息化部的领导下，进行了调研论证，奠定了良好基础。2012年，原子能法再次被列入国务院立法工作计划。

yunxing jishu guigeshu

运行技术规格书

（technical specifications for nuclear power plant operation）　核电厂在正常运行工况下必须遵守的技术规则，是保证核电厂运行在设计安全范围之内，从而保证核电厂人员、公众和环境安全的法规式文件。运行技术规格书的基本内容一般由核蒸汽供应系统的设计者和供货商编制并载入核电厂安全分析报告中。核电厂营运单位通过运行文件的编写、确认和生效过程把它转变为核电厂运行总则的一部分，并呈报核安全机构审评。运行技术规格书必须无条件地得到遵守。

适用范围　运行技术规格书只应用于正常运行工况而不适用于异常工况和事故工况，但严格遵守技术规格书，可以保证在事故中起重要安全作用的系统能够正常发挥作用，缓解和限制事故的后果。异常工况或事故工况则采用相应的事故规程来处理。

内容　包括重要术语的定义，如运行状态、后撤模式、后撤期限等；规定了防止放射性物质外逸的三道实体屏障的安全限值；规定了正常运行限值和条件，以及在安全相关参数异常变化和安全相关物项不可用时需要采取的行动等。（见核电厂定期试验）

运行状态　运行技术规格书定义了各种标准正常运行模式，明确规定了它们所对应的反应堆临界状态或停堆深度要求、控制棒棒位、反应堆冷却剂硼浓度、反应堆冷却剂系统的压力和温度限值，以及在各种运行模式下必须具备的冷却手段、温度和压力调节方式等。（见核电厂运行状态）

三道实体屏障的安全限值　运行技术规格书给出了与三道实体屏障（燃料包壳、反应堆冷却剂系统承压边界和安全壳）完整性相关的安全限值；规定了与正常运行工况下燃料包壳相关的运行限值和条件，如堆芯径向功率不均匀系数限值、轴向功率偏差限值（ΔI）、偏离泡核沸腾限值、防止芯块和包壳相互作用的提升功率速度限值等。

正常运行限值和条件　运行技术规格书规定了正常运行工况下必须遵守的限值和条件，它包括各安全相关系统和设备的运行参数的限值和可用性要求、运行设备的最低要求，超出限值和条件时应采取的规定行动等。

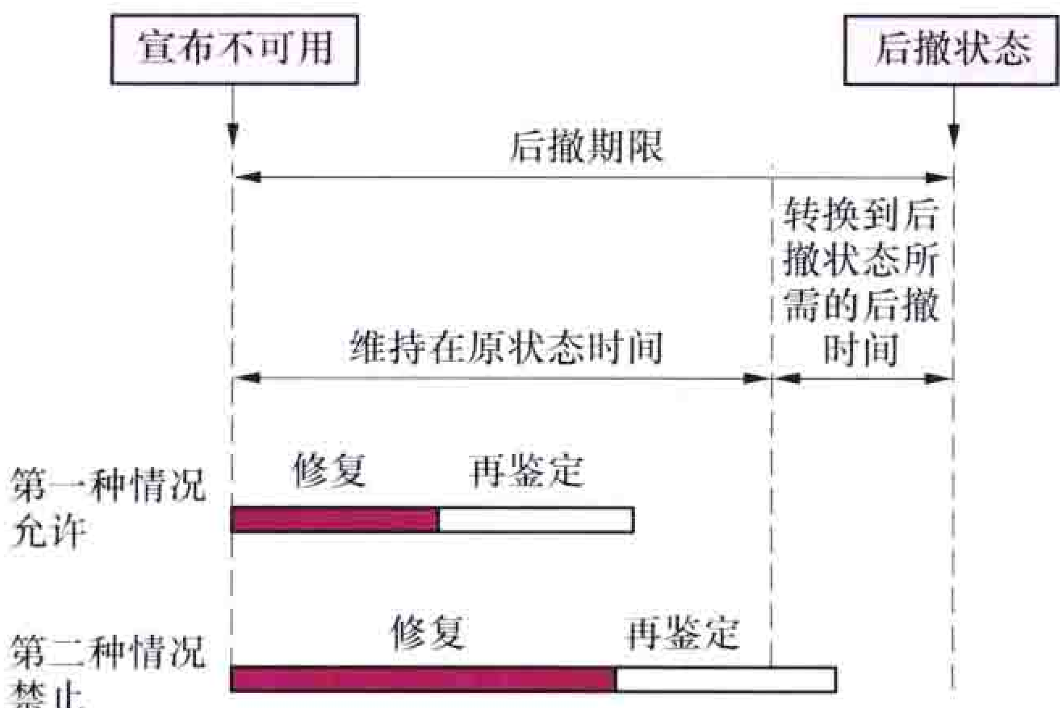
设备和系统的可用　对于每个运行模式，运行技术规格书均规定了可用的安全相关系统和设备。某个系统或设备可用，是指该系统或设备在无任何延时的情况下，能够充分表明它有能力完成其设计的功能。设备和系统的可用的内容有：该设备的状态正确（见核电厂状态控制）；预期的定期试验圆满完成，且结果达到要求；与之相关的辅助设备或系统必须可用；可用的设备并不一定处于运行状态。

设备和系统的不可用　与核安全相关的设备或系统不能完成其设计功能，或者某安全重要参数发生异常并超出限值，从而危及反应堆的安全。为了维持核电厂的核安全水平，核电厂必须限制运行技术规格书上要求的与核安全相关的不可用数量，还必须根据所处运行模式对系统或设备做出安全评价。运行技术规格书叙述了发生不可用时应遵守的运行规则，包括不可用的条件、后撤模式、达到后撤模式所需的后撤时间及其他要求。

后撤模式　机组的某一种运行模式，在这种运行模式下，系统或设备不可用不会影响反应堆的安全。对每一种不可用系统或设备都有对应的后撤模式。

后撤期限　从发现与安全相关的设备或系统的不可用到反应堆达到其相应的后撤模式所要求的时间间隔。出现一个与安全相关的设备或系统的不可用后，并非总是要求立即过渡到后撤模式，在此之前允许留出一定的时间以便清除设备

故障，它以不可用设备造成的事故后果的概率风险为基础加以确定。不可用后撤期限的管理见图。



不可用后撤期限的管理示意图

注：第一种情况下维修和再鉴定可以在后撤期限内完成，反应堆可以维持原状态。第二种情况下维修和再鉴定的时间加后撤时间超出了后撤期限，反应堆必须立即向后撤状态过渡

运行技术规格书与运行操作规程 两者应是相辅相成的关系。正常运行操作规程一般在运行技术规格书规定的范围内使用，主要用于机组和设备的起动、停运、运行监督及正常运行瞬态的运行操作。

偏离运行技术规格书的情况 所有对运行技术规格书的偏离均属于例外情况，只有征得核安全当局许可后方可执行。为了获得核安全当局的允许，必须事先向核安全当局提交特许申请，申请内容包括：对不能遵守情况的描述；偏离技术规格书的必要性；采取的辅助措施以保证核安全水平的可接受情况。特殊申请必须尽早提交核安全当局，以便留有足够的时间进行分析。

yunxing jingyan fankui

运行经验反馈 （operation experience feedback）

将核电厂在运行和维修等生产过程中出现的设备故障和人因失效，对其进行根本原因分析，采取纠正行动，以防止类似事件重复发生的有关工作。对从其他国家和地区核电厂发生的事件中吸取有利于本厂的经验教训的则称外部经验反馈。不同的核电厂可能由于组织结构的不同、工作过程的不同，会导致经验反馈的运作方式不同，但从经验反馈的工作性质、经验反馈工作前后阶段的逻辑性等方面来看，其组织和运作方式都应是基本相同的。核电厂的运行经验反馈必须得到组织的保障，异常状态报告、事件的报告和界定、根本原因分析、纠正行动的确定和落实、趋势分析及效果评价等环节都必须有人力物力的保障。此外，必须保证监督和执行过程中有明确的责任和分工。

事件的报告和界定 为避免任何有价值的事件信息从经验反馈体系中漏失，核电厂内事件的直接当事人和单位都有责任和义务在他们发现任何不符合项、异常、故障和事故后，除采取必要的纠正行动外，还必须在规定的时间内，写出简单和初步的事件报告单。经验反馈专门组织将对事件的性质和等级做出界定，就是否写事件分析报告、查找根本原因以及责任单位等提出建议，并经核电厂厂长批准后，起动随后的经验反馈过程。

根本原因分析 确定事件根本原因及相关纠正行动的过程。事件一旦发生，应尽快组织人力对事件进行调查分析，收集一切与事件相关的资料，如工作文件、仪表记录、运行日记等，并与事件的相关人员进行访谈。尽可能了解事件发生的实际情况，重组事件发生的逻辑过程，准确界定事件发生逻辑过程中的人因失效和设备故障，然后找出导致各失效发生的根本原因，以便于采取纠正行动。国际上通用的、成熟的根本原因分析方法主要有任务分析法、变化分析法、屏障分析法、事件和原因因素图分析法。

纠正行动的确定和落实 为了纠正出现的故障和防止事件的重复发生，对分析出来的事件发生的根本原因应采取纠正行动。纠正行动的确定主要从经济性和效果两个方面来考虑，也就是以较少的代价、较高的效果来消除事件发生的原因。纠正行动按其所针对事件的原因来分类，大致可分为针对直接原因和针对根本原因两类。针对事件直接原因的纠正行动，一般包括修改有缺陷或名实不符的运行规程、维修规程和流程图；针对人因错误要及时把经验教训反馈到运行及维修人员，传达事件信息并列入培训教材；针对系统和设备的缺陷要修改维修大纲，改进备件供应，改进维修工具或起动以技术改造为目的的工程设计过程。针对事件根本原因的纠正行动，一般包括优化工作过程和修改管理程序，如增加工作过程风险分析，减少工作过程衔接和沟通的失误等。针对纵深防御失效的环节要修改相应管理程序，改善质量体系的监控职能，也可以包括克服贯彻安全文化方面的薄弱环节或改进管理政策等。纠正行动一旦确定，应尽快得到执行和落实，监督管理部门对核电厂所有的纠正行动进行跟踪管理，检查督促纠正行动的执行和落实情况，评价过程的有效性。

核电厂在安全生产过程中产生的异常，或已经界定为不同级别事件的人因失效和设备故障，以及与之有关的根本原因分析和所确定的纠正行动等经验反馈信息应进行数据库管理。将经验反馈过程的目的、要求、任务、组织框架、人员责任和运作方法等编制成程序，使经验反馈过程实现系统化和规范化管理。这有助于从一般的人因和设备异常的分析中找出引发重大人因失效或设备故障的征兆，并加以改进，以防止重大人因失效和设备故障的发生。它也使与经验反馈相关的一切信息能够快速地进行传递和共享，加快经验反馈信息的利用和提高经验反馈的效率。核电厂还应设定不同的指标，对经验反馈过程中的每一个环节进行定期的评价和回顾，找出过程中的薄弱环节并加以消除，使整个经验反馈系统得到持续的改进。

Z

zaosheng zhenduan xitong

噪声诊断系统 (noise diagnosis system) 反应堆或核蒸汽供应系统产生的各种随机噪声的测量和处理系统，用以对核动力装置进行故障诊断和早期事故预报。反应堆或核蒸汽供应系统中某个设备或部件的故障都可能引发一种随机振动，这种振动反映在反应堆或核蒸汽供应系统的主参数上，就成为一种随机噪声。这种随机噪声的特征与故障的类型和性质密切相关。噪声诊断系统就是通过对随机噪声进行特征分析，以判断故障的类型和性质。

噪声类型及测量 噪声是一种无规律的或随机的信息流，它反映了某种特定的随机现象。随机现象是科学上和工程上极为常见的现象。在反应堆中存在多种形式的噪声。

按噪声源来分类，噪声既可能是发生在反应堆本身内部的一个过程，如中子噪声或沸腾噪声；也可能是由反应堆的环境或有关设备诱发的感生噪声，这种感生噪声既可以是有意制造的，又可以是自发的或无控制的。

按噪声信息的变量来分类，在大功率核电厂中，现有仪器仪表可提供许多有用的信号，已经使用的信号有中子注量率、温度、压力、流量、位移、速度、加速度、声响和应变等。噪声诊断系统将采集叠加在上述变量上的随机信息。

噪声诊断系统组成 通常由三个部分组成：①噪声信息的测量部分；②噪声分析或信息处理部分；③人机接口部分。噪声诊断系统可以采取在线监督的方式，也可以采取离线分析的方式，或者两者兼而有之。对在线监督，要求有实时响应的能力，多半采用简单的分析模型，能及时给出异常信息。当探测到核动力装置出现异常时，起动比较复杂的离线分析系统，以便对故障做出比较精确的判断。图1所示为压水堆噪声诊断系统原理。噪声诊断系统的输入变量为堆芯局部及平均中子注量率、压力、反应堆冷却剂流量、水位、蒸汽流量和给水流量。

噪声信息测量 通过中子注量率探测器、温度、压力、流量、位移、速度、加速度、声响和应变等传感器，对上述参数进行测量，经过网络远程数据传输，进行在线分析，使用数字信号处理器和电脑技术，可以提供连续和自动数据处理。

噪声分析 噪声可以采用统计学的方法来进行描述和分析，如概率、概率密度函数的矩、均方根值等概念。更为复杂的方法有时域分析和频域分析两大类。

(1) 噪声时域分析。时域分析的典型方法就是相关分析。一个信号在不同时间的值之间的相关程度称自相关；一对信号在不同时间的值之间的相关程度称互相关。相关分析已被用来进行钠冷回路的流量测量，在钠冷回路的两个点上，用相关分析方法对两个热电偶测得的温度噪声进行分析，以确定信号的传送时间，再根据热电偶之间的间距，计算出流体的速度。

(2) 噪声频域分析。噪声通常被描述为时间函数。然而按照傅里叶定理，一个时间函数可以表征为具有一定振幅和相角的不同频率正弦波函数的叠加，对应不同频率的振幅构成表征噪声特征的频域特性。常用的功率谱密度(PSD)概念，比频域特性具有更具体的物理意义，它相当于傅里叶频谱的振幅平方。同时某个频带内所有谱功率之和就是该频带段的方差。傅里叶分析同样可以应用到互相关函数和自相关函数的分析上。经典的傅里叶变换，其工作量与采样次数 N 的平方成正比。为了节省计算机处理时间，广泛使用快速傅里叶变换（FFT），利用正弦和余弦值多次重复出现的特点，其运算工作量仅与 $2N\log_2 N$ 成正比，远比 N^2 低得多。

人机接口 由显示和记录装置组成。为了使噪声诊断系统具有智能功能（自动分析和识别故障），开发了基于模式识别技术的计算机数据处理系统。图2示出具有模式识别能力的监督系统方框图。被测参量经过快速傅里叶变换的数学处理，便可得到相应的功率谱密度对频率的分布特性，并从中选出 n 个值，$G_x(f_1)$，$G_x(f_2)$，…，$G_x(f_n)$，组成 n 维测量向量，它反映被测噪声的模式识别特征。这种数学处理方法称数据聚类。计算机数据处理系统可以在学习方式和监控方式两种方式下运行。在学习方式运行时，用以收集正常运行时或已知故障时的 n 维测量向量，以建立模式识别数据库。在监控方式运行时，将被测噪声的 n 维测量向量与正常值相比较，用其定量偏离 D（每一分量偏离的平方和）作为异常程度的量度。根据 D 值的大小做出故障性质和程度的判断。

噪声诊断的应用 表中给出噪声诊断在压水堆核电厂中的部分应用。有关噪声诊断在压水堆核电厂上的具体应用见

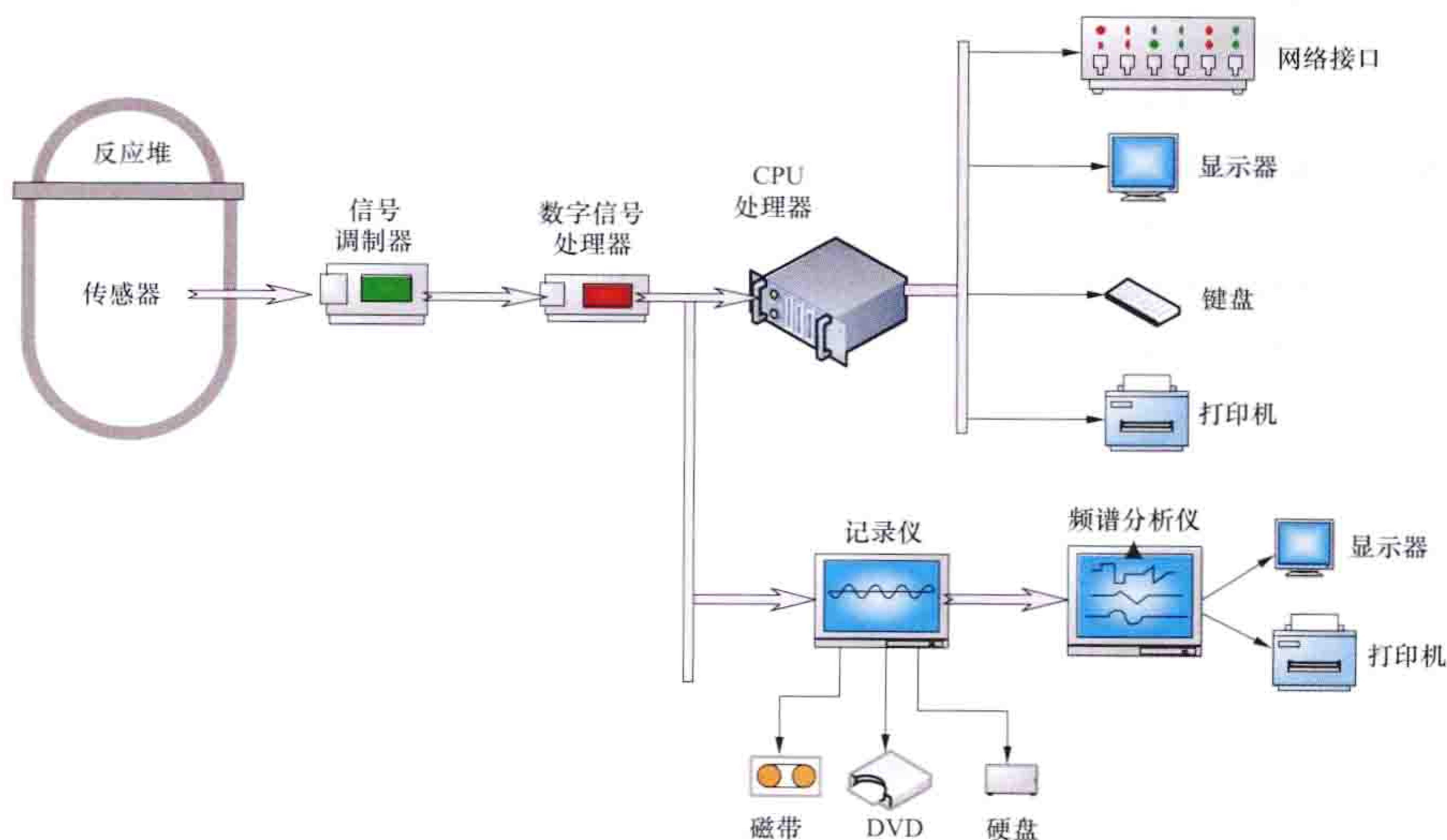


图1 压水堆噪声诊断系统原理

松脱部件检测、反应堆与堆内构件振动监测。

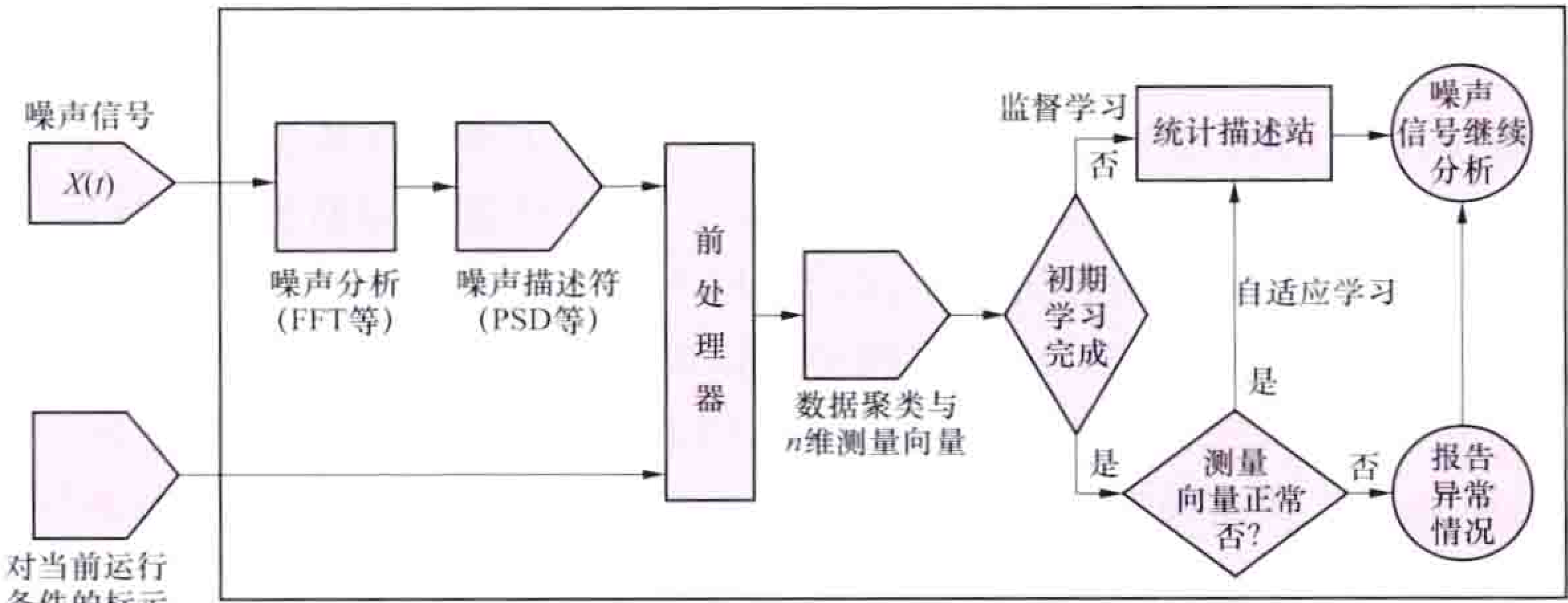


图 2 具有模式识别能力的监督系统方框图

噪声诊断在压水堆核电厂中的部分应用

现象	信号	说明
吊篮移动	中子注量率	压力容器外电离室对吊篮与压力容器间水隙变化敏感
燃料棒振动	中子注量率、温度	松动燃料棒产生反常的反应性和温度噪声
压力壳内部部件振动	位移、速度、加速度	流动噪声激发专门安装的移动传感器
松动部件	声音	来自金属间的碰触
流动阻塞	温度	出口温度噪声增强
下水管汽泡	中子注量率	汽泡改变压力容器外电离室的信号
燃料故障	中子注量率	故障燃料元件细棒束的缓发中子对不同的探测器有不同的传送时间，并可为故障定位
沸腾探测	中子注量率、压力、声音、温度	变化汽泡的局部扰动产生无规则的噪声
控制棒异常	中子注量率	控制棒移动的难捉摸的细节将影响反应性

参考书目

Joseph A. Thie. Power Reactor Noise. American Nuclear Society, 1981.

zhannashebei

沾钠设备

沾钠设备 (components carrying or contacting sodium) 钠冷快中子增殖堆核电厂用于储存、输送钠介质，以及与钠接触的设备。主要有主容器、钠循环泵、中间热交换器、蒸汽发生器等。

快堆主容器 由不锈钢板焊接而成的座式圆筒形容器，由底封头、锥顶盖、上筒节、支承环、支承筒、下筒节、支承颈组成，主要材料为 304 型不锈钢和 316 型不锈钢。（见快堆本体）

快堆钠循环泵 用于钠冷快堆一、二回路的钠唧送循环，通常为机械泵和电磁泵。一、二回路钠循环泵一般均为立式、单级、自由钠液面式离心机械泵，它由泵体（可抽出部分）、电驱动装置、联轴器等组成。泵体主要由轴承、工作密封、检修轴封、外壳、泵轴、盖、液体静压轴承、导向装置、止回阀和叶轮组成，检修时，可以将泵体从泵支承筒中抽出。电驱动装置由变频调速的笼式交流电动机及有关控制系统组成，泵和电动机要有较大的转动惯量，在电动机轴顶部装有一个飞轮，以保证断电等情况下提供足够的惯性流量。联轴器用于电动机轴和泵轴间的连接，为弹性套筒-销钉联轴节。

一回路钠循环泵固定支承在主容器内泵支承筒孔座上，采用 Ω 形环连接焊密封。二回路钠循环泵布置在回路管道上。

快堆中间热交换器 一回路和二回路工作介质的热交换器。一般为立式、逆流、壳管型、浮头式热交换器，一回路钠流从壳体上部入口窗流入管束，从壳体下部出口窗流出。二回路钠流从二回路钠入口管流入，经中心内管入压力室进行管束流量分配，再在直管式传热管中上升进入排放室，由上端的出口管流出。

中间热交换器主要由管束、压力室、排放室、中心管、屏蔽部件和保护套组成。管束由上管板和下管板、内筒体和外筒体、换热管、拉杆、定位钢带等零部件组成。换热管束被焊接在上下两块管板上，沿直线管段在管束的轴向上安装定位钢带。换热管束的出口端设计有钠流量分配装置，避免换热管束出来的热钠引起热膨胀。压力室由椭圆形封头、筒体和下管板互相焊接构成，内装有呈锥形的反射盘，以保证冷却剂沿管束均匀分配。中心管来作将二回路冷却剂引入到热交换器压力室内。保护套用钢板制成，与被保护的表面之间留有必要的间隙，防止冷却剂在中间热交换器二回路侧的气密性破坏时泄漏到反应堆厂房内。中间热交换器固定安装在主容器内的中间交换器支承上，采用端面焊实现与主容器的密封。中间热交换器与钠接触的零部件采用奥氏体不锈钢材料制作。

快堆蒸汽发生器 钠冷快中子增殖堆二回路冷却剂系统热交换设备，将二回路冷却剂系统热量导出并产生过热蒸汽。蒸汽发生器的换热管是二回路钠与三回路水、蒸汽介质间的边界。蒸汽发生器设有钠-水反应保护系统，保证钠-水反应事故下蒸汽发生器设备安全，同时作为二回路冷却剂系统的超压保护装置。

蒸汽发生器一般由蒸发器和过热器两个模块组成，其结构和流程基本相同。它由壳体、换热管、膨胀节、出入口环形汇流管、立式汇流管和流量分配罩等组成。

热钠从过热器下部腔室接管流入，经有效换热区将热量传给蒸汽，再流过上部流量分配罩圆孔、过热器与蒸发器间的接管进入蒸发器上部腔室，自上而下流过有效换热区、下部流量分配罩圆孔，从下部接管流出。

给水通过蒸发器下部汇流管进入换热管内，经预热、蒸发，形成微过热蒸汽；蒸汽通过蒸发器上部汇流管、过热器与蒸发器间连接管进入过热器上部汇流管后，自上而下流过换热管束，经下部汇流管流出。

蒸汽发生器管材要求有足够的高温强度，既抗钠腐蚀，又抗水和蒸汽的应力腐蚀，还应具有良好的抗脱碳能力及抗钠-水反应导致的耗蚀。国外常用的材料是抗水腐蚀的 2.25Cr-Mo 钢、铌稳定化的 2.25 Cr-Mo 钢、Incoloy-800 合

金及 Cr-Mo 钢等。

zhengqi fashengqi paiwu xitong

蒸汽发生器排污系统 (steam generator blowdown system) 收集和处理蒸汽发生器的排污水，以便回收热量和复用二回路水的系统。蒸汽发生器二次侧给水中，二回路补水或凝汽器泄漏带来的杂质会随着给水的不断蒸发而被浓缩并残留在蒸汽发生器传热管和管板连接部位，引起应力腐蚀导致传热管破裂，该系统运行能改善和保持二回路水质，将水质指标控制在核电厂正常运行的允许值内，保证蒸汽发生器良好的热传导率，延长蒸汽发生器的使用寿命；通过对排污水放射性监测，及时掌握一回路向二回路的泄漏情况，在电离辐射防护和核电厂安全运行方面起监督作用。蒸汽发生器排污率（排污量与蒸发量之比）与其采用二回路水处理系统方案和运行工况有关，并根据二次侧水质取样分析结果来确定。设计的最大排污率一般不超过1.5%。有的核电厂除正常运行的连续排污外，还考虑在2～5min 内最大排污率为 3%～5%的定期排污，以清除管板上的淤渣。

蒸汽发生器排污系统由排污水的冷却、减压、排污水处理和排放设施组成。根据不同的热量回收方式，蒸汽发生器排污水的冷却和减压有不同的处理工艺流程。①排污水经减压进入扩容器，扩容后产生的蒸汽去二回路除氧器复用，分离出的水被冷却、过滤和离子交换净化后送二回路凝汽器复用；②正常功率运行时排污水经再生式热交换器，将凝结水加热至 150℃左右流至除氧水箱作为蒸汽发生器给水，冷却后的排污水经过滤、树脂床净化后用于二回路补水。在核电厂热备用、检修等再生热交换器不可用时，再生热交换器并联一个非再生热交换器，由设备冷却水冷却排污水，以满足树脂床净化所需排污水的工作温度。净化目的在于去除蒸汽发生器二次侧水中浓集的腐蚀产物和二次侧泄漏产生的微量放射性核素，使处理后的水质达到二回路补水指标。

蒸汽发生器排污系统设有放射性监测仪表，若排污水净化后的放射性水平超过允许值，排水将自动切换到一回路放射性废液处理系统；若凝汽器不可用，其处理后排污水放射性在正常范围内时，则可将排污水送往非放射性的生产废水处理系统或废水排放系统。

zhengqi panglu paifang xitong

蒸汽旁路排放系统 (main steam bypass system)

在核电厂发生超出设计规范的负荷变化，如汽轮机甩负荷等情况下，通往汽轮机的主蒸汽被隔断，为平衡反应堆与汽轮机之间的瞬时功率差，需将多余的主蒸汽排放到凝汽器或大气。将主蒸汽排到凝汽器的系统为蒸汽旁路排放系统，简称蒸汽旁排系统。蒸汽旁路排放系统和蒸汽向大气排放系统一起构成蒸汽排放（卸压）系统。其功能是：①允许核电厂承受突然负荷下降，包括丧失 100%外部电负荷，和反应堆功率调节系统一起动作而不会导致反应堆紧急停堆，蒸汽发生器释放阀、安全阀以及稳压器安全阀动作；②在发生反应堆超出 10%额定负荷阶跃变化和超过每分钟 5%额定负荷线性变化时，能控制反应堆一回路运行参数在规定限值内；③控制核电厂起动和停闭过程中反应堆一回路的运行参数。

蒸汽旁排系统由蒸汽旁排管、旁排阀、减温减压装置构成。系统动作时，旁排阀开启，从主蒸汽母管引出蒸汽，经减温减压后直接排入凝汽器。设计的蒸汽旁路流量随核电厂控制甩负荷方式不同而有所不同，可以采用大气排放加旁路排放形式，也可采用旁路排放加反应堆功率控制方式。无论采用何种方式，其设计准则是在发生 100%甩负荷情况下，要避免发生停堆，以及蒸汽发生器和稳压器的安全阀动作。旁路排放量通常为 40%～85%额定蒸汽流量，旁排阀快开时间应不超过 3s。为避免反应堆在零功率运行时旁排阀误动作开启所造成的反应堆过冷却，应设置多个旁排阀，每个旁排阀的排放量不超过反应堆零功率运行时所允许的最大冷却蒸汽汽量。大功率汽轮机旁排阀数目可以为 8、10、12 个或 16 个。旁排阀排汽口应设置挡板或其他设施，以避免蒸汽直接冲击凝汽器传热管。

蒸汽旁排系统控制模式有温度控制和压力控制两种。温度控制模式是在核电厂未紧急停堆前的正常运行工况，它采用汽轮机第一级压力信号作为汽轮机设定负荷信号，与一回路实测平均温度信号的差值作为旁排阀依次开启信号，采用实测一回路平均温度信号和温度设定值的差值作为各个旁排阀的调节信号。压力控制模式用于核电厂低功率水平时以代替温度控制模式，它采用蒸汽母管的实测压力和设定压力的差值来控制旁排阀。

蒸汽旁排系统设有联锁以防止旁排阀不必要的开启。在凝汽器不可用或在蒸汽排放可能导致凝汽器超压时，阻止蒸汽排放至凝汽器。此时，大气排放系统将动作。若大气排放也不可用，则蒸汽发生器安全阀动作，反应堆紧急停堆。

zhengchang yunxing caozuo guicheng

正常运行操作规程 (normal operating procedures)

在核电厂正常运行状态下，运行人员对核电厂系统和设备进行正常操作时必须遵守的有效书面文件。正常运行操作规程包括总体运行规程、系统运行规程、运行典型操作票、换料与大修运行规程、行政性隔离规程和定期试验规程。

总体运行规程 用以指导机组起动和停运总体活动的文件，每个机组有十几份总体运行规程，分别对应机组起动或停运过程中所经历的若干个标准模式的变换。每份总体运行规程的主要内容有：应遵守的技术限制，初始状态检查，起动和停运过程中的主要操作步骤，在起动和停运过程中要执行的系统运行规程、定期试验规程、状态控制点规程，各系统和设备的起动或停运次序，用到的图表和曲线等。一般，主控制室内的两位操纵员使用总体运行规程进行操作是有分工的，一位负责反应堆和核蒸汽供应系统的操作，另一位负责汽轮发电机组的操作。因此，总体运行规程把这两种操作分开编写，使规程执行起来更加明晰。需要指出的是，总体运行规程和系统运行规程组成一个完整体系，在执行总体运行规程时常常转而执行所涉及的系统运行规程。

系统运行规程 详细描述一个系统在准备、起动、停止

和在被跟踪及监视时要进行的所有运行活动，同时也详细描述一些故障和特殊运行工况下要执行的操作。这类规程数量很大，占运行规程的大部分。对于一个双堆核电厂，系统规程有几百份。

运行典型操作票　正常运行操作规程的重要组成部分。主要用于核电厂正常运行期间一些典型的操作过程，如系列（泵、风机）的日常切换、电气倒闸操作等。运行典型操作票包括操作任务、风险分析或注意事项、具体操作步骤。运行典型操作票必须经过编校审批生效后才能作为工作文件使用。

换料与大修运行规程　由于换料和大修期间机组及系统的状态变化多，运行操作有特殊性，存在反应堆意外临界、堆芯和乏燃料池丧失冷却、放射性废液失控排放等风险，为避免在此期间发生人为错误，并为了把良好的实践用文字固定下来，一般要编写专门用于换料大修的规程。它们详细描述机组停运、维修、换料、起动要进行的操作活动，其中部分内容取自总体运行规程。对于一些特殊的活动，附有系统运行规程文件包，文件包主要包括系统运行规程的某些具体操作指令。必要时，对核电厂专设安全设施，余热排出、硼水补给等工艺系统状态控制，安全电源的保障等制定相应的操作程序。

行政性隔离规程　有些阀门和电气开关的位置直接与安全相关系统的可用性相联系，把它们锁定在正确位置的操作称为行政性隔离（见*核电厂状态的控制*）。在行政性隔离规程中详细描述了行政性隔离的总原则，每一种行政性隔离所涉及的部件的正确位置、实施和解除每一种行政性隔离的前提和条件。

定期试验规程　核电厂设备或系统进行周期性的品质鉴定或性能检查，以验证其可运行状态的执行文件。（见*核电厂定期试验*）

zhiliang baozheng

质量保证

（quality assurance）　为使物项或服务与规定的质量要求相符合，并提供足够置信度所必需的一系列有计划、系统化活动。质量保证是有效管理的一个实质性的方面。

在核电厂建设中，人们都希望所获得的物项和服务能达到预期的质量。其他领域的做法是以最终检验的方式来验证质量是否符合要求，人们在使用最终检验来控制质量所起的作用和明显的失误中认识到，从原材料准备开始，即应对质量形成的全过程进行控制，一方面可使质量不符合要求的情况减到很低程度；另一方面，可在出现质量问题时便于及时查明原因，从而纠正差错，防止此类问题重复发生。这种方法能使质量大大改善，使质量管理工作达到一个新的水平。所以对质量形成的全过程进行质量控制，具有明显的优越性和经济效果，这种管理方法迅速地在世界各国推广应用。

发展概况　质量保证起源于二次世界大战期间美国的军工部门，它是早期质量控制理论和实践的进一步发展。1969 年，美国原子能委员会（Atomic Energy Committee，AEC），在美国联邦法规 10CFR50 中编入了附录 B《核电厂和核燃料后处理厂质量保证准则》，它是民用核设施质量保证的第一个国家级法规。

1978 年，国际原子能机构（IAEA）颁布了 50-C-QA《核电厂和其他核设施安全的质量保证》，1989 年颁布第一次修正版。1996 年第二次修订改为 50-C/SG-Q，相对于 50-C-QA 内容有所扩充。IAEA 的核安全标准为成员国核安全当局制订本国核安全法规等文件提供参考。因此自 1978 年 IAEA 颁布了 50-C-QA 后，各成员国都相继制订或正在制订本国的*核设施质量保证法规*。中国核安全法规 HAF 0400《核电厂质量保证安全规定》，经国务院授权由国家核安全局制定，于 1986 年颁布实施。1991 年颁布第一次修订版，1998 年以后的编号为 HAF003。它具有法规约束力，凡参与核工程项目、工作质量会影响核安全的活动，都必须遵守 HAF003 的要求。HAF003 是以国际原子能机构的 50-C-QA 为蓝本制定的。

质量保证内容　根据 HAF003，质量保证的基本内容包括质量保证大纲、组织机构、文件控制、设计控制、采购控制、物项控制、工艺控制、检查和试验控制、不符合项控制、纠正措施、监查等。

质量保证大纲　为确保物项或服务的质量而制定的关于管理、技术和行政性控制等方面的综合制度，它是质量保证活动的可靠依据。它对所有影响质量的活动提出要求及措施，包括验证需要验证的每一种活动是否已正确地进行，是否采取了必要的纠正措施。质量保证大纲还规定产生可证明已达到质量要求的文件证据。

组织机构　为管理、指导和实施质量保证大纲，应建立一个有明文规定的组织机构并明确规定其职责、权限等级及内外联络渠道。它应独立于其他部门，直接向企业最高领导负责，不受成本和资金的约束，以及其他行政部门的干预。

文件控制　对质量产生影响的工作的执行和验证所需要的文件，应按照规定的程序编制、审批和分发，文件的修改或更正也应按同样程序进行。它确保文件内容是合格的和及时的。

设计控制　旨在保证设计质量的质量保证措施。这些措施包括编制设计质量保证大纲、制定和实施设计计划、设计验证、设计变更管理、文件管理及各方面的设计接口等。设计应按规定的标准、准则或其他要求进行，并按规定的程序审批，其文件（图纸）按文件控制要求分发。

采购控制　质量保证要求对物项和服务的采购活动进行控制。其控制深度和范围主要根据物项或服务的失效和差错对安全影响的程度而定。采购控制包括对采购文件的控制、对供方的评价与选择、对所购物项和服务的控制。

物项控制　对材料、零部件及对物项在储存、装卸运输和维修方面的控制。材料、零部件应有明显和有效的标识，以防误用。在储存、运输和维修过程中都应按规定的要求进行，以防止损坏。

工艺控制　包括对工艺设备的器材及对工艺人员的控制。工艺文件（如程序、图纸和工艺卡等）和工艺环境都应按规定的要求实施，并由合格的工艺人员进行操作，以确保工艺质量。

检查和试验控制　直接验证物项、服务和影响其质量的各项活动是否符合规定要求的一项措施。按规定要求和程序

检验、观察和测量等手段是最常用的一种直接验证质量的方法。

不符合项控制　用来管理具有不符合项的物项，防止其被误用或误安装。对于不符合项的性质和程度按照规定的标准进行分类，相应地规定不同的处置责任和权限。对不符合项应有统一的标签或其他方式来区分，并使用规定的格式填写报告。

纠正措施　为了防止不符合项再次出现所采取的一系列对策和行动。它从鉴别不符合项开始，查找造成不符合项的原因直到消除不符合为止。对不符合项要调查研究，做出正确判断，最后采取纠正行动。质量保证部门要进行质量跟踪，按时完成纠正行动，并确定其效果是否良好。

监查　通过证据调查、检查和评价对某一物项或服务是否遵守规定的程序或标准进行审核，并提出书面报告。监查可以按计划进行，也可临时安排计划外的监查。监查人员应具有独立性。被监查部门人员不能成为监查队的成员。

zhiliang jihua

质量计划　(quality plan)　针对特定的产品、项目或服务，规定专门的质量措施、资源和活动顺序的文件。质量计划是指导质量验证活动的依据，以文件、流程图和符号等形式规定了质量检验的项目、内容、依据和程序。质量计划不仅适用于核电厂的建造（制造、土建与安装）活动，而且适用于运行核电厂的检修、试验、在役检查和修改等比较复杂且涉及不同专业或工种的生产活动。

质量计划的内容包括：概况，包括制造单位、物项名称和安全（质量）等级；生产流程，零部件和综合的加工工序、检验和试验顺序，确定检验点；加工、检验或试验所必须遵守的程序、标准和规范；标明从事检查、检验和试验的部门（买方、供方、独立检验单位）的名称；注明买供双方协商确定的所有见证点（W点）、文件审查点（R点），停工待检点（H点）以及国家核安全监管机构指定的监督点。当合同要求时，供方应将质量计划提交买方审查认可。供方有责任及时修订质量计划，以反映产品、项目或合同的变化，以及生产方法、服务方式或质量保证措施的任何变更。买方主要审查质量计划内容的完整性、质量控制点的合理性，以及选择买方的质量控制点。

在开工前，质量计划经有关各方对其内容予以确认并签字生效，在质量计划未办完生效手续之前，该项活动就不允许开工。质量计划所列每道工序完成后，实施该工序的责任人和质量控制点责任人在该工序栏签字，确认该工序也已完成，并符合质量要求，否则下一道工序不能开始。所有工序签字确认后的质量计划即成为质量记录。

zhiliang jilu

质量记录　(quality records)　一个物项或一项服务在整个活动过程中必须按质量保证大纲要求编制质量记录，用这些记录来证明对质量有影响的所有活动均已符合程序规定，满足质量指标要求，以此作为质量的客观证据。买方（如核电厂业主）在与设备制造或工程建造等供方签订采购合同中，应规定供方必须执行质量记录制度，以及向买方提供质量记录（数据、文件资料等），并对记录的有效性负责。

质量记录的内容包括：作为评价质量保证大纲有效性的依据材料；有关物项（工程项目）制造（建造）过程的质量记录，如检验记录和报告、人员资格审核资料及产品合格证书等；核电厂在设备制造、土建与安装过程中有关质量历史的档案资料，包括不符合项报告。

质量记录分为永久性记录和非永久性记录两种类型，通常把结果性质的记录划为永久性记录，过程性质的记录划为非永久性记录。当对结果的解释依赖于过程本身时，两者都应划为永久性记录。为了实现系统、科学地控制记录，做到既严格有序又便于使用，必须对质量记录进行管理，包括记录的鉴别、收集、编入索引、归档、储存、保管和处置等。质量记录可以是书面形式，也可以储存在任何媒介上。记录的储存方式应便于检索，并将记录保存在适当的环境中，以尽量减少变质、损坏，防止丢失。

zhiliang kuisun

质量亏损　(mass defect)　见结合能。

Zhongguo hedian fazhan

中国核电发展　(nuclear power development in China)　经过50多年的不懈努力，中国初步建立起了较完整的核电技术体系，成为一个核电大国。中国核电事业的发展大致经历了技术准备、工程起步、适度发展和积极发展四个阶段。

技术准备阶段　早在1950年5月19日，中国科学院设置了以著名核物理学家吴有训为所长、以钱三强为副所长的近代物理研究所，从事核科学基础理论方面的研究。1955年4月，中苏两国政府签订了苏联援助中国开展原子能科学研究协议。同年中国决定要发展原子能工业，首先从铀矿地质勘探和核科学研究两方面着手。1958年7月1日，中国第二机械工业部和中国科学院共同决定，正式成立中国科学院原子能科学研究所，调集以钱三强为首的各个专业的顶尖人物，率领一批年轻的科技人员到该所工作。同年9月27日，苏联援建的重水研究堆和回旋加速器在该所举行隆重的落成典礼。此外，在中国发展军用核工业的过程中，已经探明了一定储量的铀矿资源，建立了比较完整的核科技工业体系，造就了一支专业队伍，积累了潜艇核动力的科研试验、工程建设和生产运行的实践经验。

1970年2月8日，上海市根据周恩来总理的指示，决定正式启动中国第一座核电厂的设计工作。厂址最后选定在浙江省海盐县的秦山。秦山核电厂是中国自主设计建造的300MW原型堆核电厂。为验证、改进和完善设计，解决核电厂建设中的设备与材料问题，先后开展了包括反应堆物理、热工、水力、应力分析、驱动线对中、抗震，以及新材料、主设备、仪表、控制电器、无损探伤等方面的400余项科研试验，保证了该核电厂的顺利建成。

由于中国当时的经济力量和技术基础还薄弱，初期进展缓慢。除上述技术准备外，政府还加强了核电基础结构建设。

工程起步阶段 1983年3月，根据国务院指示，国内各界有关专家参加核电技术政策研讨会（也称回龙观会议），会议形成的《核能发展技术政策要点》认为：中国发展核电采用压水堆型百万千瓦级机组，要引进、吸收国外先进成熟技术，高起点起步，通过技贸结合，逐步实现国产化，以求跨越式跟进国际发展趋势。这次会议为确立中国核电发展方针、统一技术路线奠定了基础。同年9月，国务院核电领导小组及其办公室成立，并明确了任务和相关部门的职责。

1984年12月，国务院批准成立国家核安全局。随后，陆续颁布了《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》及其配套的核安全法规、导则等一系列文件。这些法规文件以国际原子能机构的相应法规为蓝本，并参考了核电先进国家的经验，使得中国核安全监管一开始就与国际接轨，步入了法制轨道并实施有效管理。为了更好地自主建设与运行核电厂，第二机械工业部在大陆核电工程开工前正式设立了专门从事核电厂运行技术支持的核动力运行研究所。

秦山核电厂 20世纪80年代以后，中国核电建设进入工程实施阶段。该工程是中国自主设计、自主建造的第一座原型堆核电厂，采用世界上技术成熟、中国又有研制基础的压水堆机组，设计电功率为300MW。1985年动工，1991年并网发电。秦山核电厂厂区见图1。



图1 秦山核电厂厂区（顾文忠 摄）

大亚湾核电厂 该工程是中港合资引进法国M310机型，在大陆建设的2台900MW商用压水堆核电项目。

工程由国外承包商负总的技术责任，中方技术人员参与工程建设管理，中方建筑安装公司分担土建施工和部分安装，所有设备均为进口。1987年开工，1994年全部并网。

适度发展阶段 “九五”期间，中国确立了“适度发展核电”的方针，共开工建设了秦山第二核电厂、广东岭澳核电厂、秦山第三核电厂和江苏田湾核电厂4个核电项目，共8台机组，装机容量为6600MW。

秦山第二核电厂 以大亚湾核电厂为参考，由中方自主设计、外方专家咨询完成的两环路2×650MW商用压水堆核电机组。该项工程获全国工程建设特等奖，工程建设、管理、调试、运行全部由中国负责，设备国产化率达60%左右，工程造价仍保持全国最低纪录。1996年开工，2004年全部建成。建设中的秦山第二核电厂见图2。



图2 建设中的秦山第二核电厂（张录 摄）

广东岭澳核电厂 2台990MW机组。核电厂建设基本实现了工程管理、施工、安装、调试和生产准备及部分设计的自主化。核岛、常规岛主设备及重要辅助系统基本上采用大亚湾核电厂机组翻版加上52项重要技术改进，使用加深燃耗的AFA-3G燃料，提高机组电功率。整体国产化率达到30%。1997年5月主体工程开工，2003年1月建成并投入商业运行。建设中的广东岭澳核电厂见图3。



图3 建设中的广东岭澳核电厂（2×90万kW）

秦山第三核电厂 1996年11月26日，中国核工业总公司（CNNC）与加拿大原子能有限公司（AECL）签订核电工程合同。该工程采用加方设计、供货的2台CANDU-6型重水堆机组，单机额定功率为728MW。1996年开工，2003年建成。建设中的秦山第三核电厂见图4。



图4 建设中的秦山第三核电厂（汪兆富 提供）

江苏田湾核电厂　2台1060MW机组。该核电厂采用了数字化仪表控制系统、双层安全壳、4个独立的安全系列和收集严重事故的堆芯熔融物的堆芯捕集器等先进设计。1999年开工，2007年投入商业运行。

在此期间，通过技术转让，中国已掌握了以上几种堆型的燃料组件的制造技术，实现了制造本土化。

积极发展阶段　21世纪初，世界核电开始复苏，刚完成研发的三代压水堆核电技术进入市场开发阶段。美、法两国开发的三代堆型均已获准在中国开建。三门核电厂1号机组是AP1000的首堆工程，与后续开工的另外三台机组一起构成中国核电自主化依托项目。三门核电厂首台AP1000核电机组于2009年3月29日开工。法国AREVA公司开发的EPR广东台山核电厂1、2号机组分别于2009年11月18日、2010年4月15日开工。

国务院于2007年10月正式发布的中国第一部《核电中长期发展规划（2005～2020年）》，明确了核电发展目标：到2020年，中国大陆核电装机容量将为40 000MW，同时在建容量为18 000MW。该指标在2012年10月24日经国务院常务会议原则同意修改为：到2020年，中国大陆核电装机容量将为58 000MW，同时在建容量为30 000MW。从2005年底以来，国家先后核准了辽宁红沿河（见图5）、福建宁德、福建福清、广东阳江、浙江方家山、浙江三门、山东海阳、广东台山、海南昌江、广西防城港等13个核电项目，共34台机组（容量为37 020MW）。全国共7个省（区）开工建设了30台核电机组（容量为32 671MW）。

中国核电起步虽晚但起点较高，充分发挥了后发优势。中国投运核电机组性能持续改进，运行业绩一直处于世界中值以上水平，从未发生过2级及2级以上事件。中国自主设计的在建二代改进型百万千瓦级机组成为二代机组中最安全、最经济的机型。通过三代核电技术招标及AP1000技术转让，三代核电预防和缓解严重事故后果的安全措施的原理与设计技术已被普遍了解、逐步掌握，并有所突破创新，争取尽快研发成功中国自主设计的三代核电技术。

中国核能行业抓住机遇，贯彻“走出去”战略并取得了突破。中国与巴基斯坦合作建设的恰希玛核电厂1号机组，是以秦山核电厂为参考并作改进的300MW压水堆机组，于2000年6月并网发电。2005年12月28日开工的相同机型的2号机组于2011年3月15日提前并网发电。3、4号机组（300MW压水堆）的合同正在执行中。中国已具备成套出口百万千瓦级压水堆核电厂的能力。

2011年3月，日本福岛核电厂发生严重事故后，再次对核电的复苏产生重大影响，大多数核电国家更加关注核安全，并采取更加有效的措施提高安全水平，继续坚持发展核电的政策。为了实现“争取到2020年中国非化石能源将占到一次能源消费比重达到15%左右”的目标，中国将不会改变发展核电的战略决策。核能将为人类社会的发展作出更大的贡献。

截至2012年12月31日，中国大陆共有15台商业运行核电机组，装机容量为1253.82万kW，核电年发电量为983.17亿kW·h，同比增长12.75%；上网电量为926.14亿kW·h，同比增长12.66%；核电约占全国发电装机总容量的1.1%，占全国总发电量的1.97%。中国投运核电厂见表1。

表1　中国投运核电厂

状态	核电厂名称		堆型	额定功率(MW)	开工日期	首次并网日期	商业运行日期
运行中	中核运行一厂		压水堆	310	1985-03-20	1991-12-15	1994-04-01
	大亚湾核电厂	1号机组 2号机组	压水堆	2×983.8	1987-08-07 1988-04-07	1993-08-31 1994-02-07	1994-02-01 1994-05-06
	中核运行二厂	1号机组 2号机组 3号机组 4号机组	压水堆	4×650	1996-06-02 1997-04-01 2006-04-28 2007-01-28	2002-02-06 2004-03-11 2010-08-01 2011-11-25	2002-04-15 2004-05-03 2010-10-05 2012-04-08
	岭澳核电厂	1号机组 2号机组 3号机组 4号机组	压水堆	2×990.3 2×1080	1997-05-15 1997-11-28 2005-12-15 2006-06-15	2002-02-26 2002-09-14 2010-07-15 2011-05-03	2002-05-28 2003-01-08 2010-09-20 2011-08-07
	中核运行三厂	1号机组 2号机组	重水堆	2×700	1998-06-08 1998-09-25	2002-11-19 2003-06-12	2002-12-31 2003-07-24
	田湾核电厂	1号机组 2号机组	压水堆	2×1060	1999-10-20 2000-09-20	2006-05-12 2007-05-14	2007-05-17 2007-08-16
合计	15台		装机容量(MW)	12 538.2			

注：统计时间截至2012年12月31日，未含台湾省。
资料来源：《中国核能年鉴2013年卷》。


图5　红沿河核电厂4台机组全景（红沿河核电厂　提供）

截至2012年12月31日，中国大陆在建核电机组共30台，装机容量为3267.1万kW；世界在建核电机组共66台，总装机容量为6547.9万kW。中国在建核电机组数占世界45.5%，在建核电装机容量占世界总装机容量的49.9%，是在建核电规模最大的国家。中国在建核电厂见表2。

核电新技术研发趋势　中国在发展热中子堆核电厂的同时，一直坚持对先进核电技术的跟踪研发，主要集中在快中子反应堆（简称快堆）、高温气冷堆和核聚变堆发电技术等方面。

表 2　中国在建核电厂

状态	核电厂名称		堆型	额定功率(MW)	开工日期	首次并网日期	商业运行日期
建造中	红沿河核电厂	1号机组 2号机组 3号机组 4号机组	压水堆	4×1080	2007-08-18 2008-03-28 2009-03-07 2009-08-15		
	宁德核电厂	1号机组 2号机组 3号机组 4号机组	压水堆	4×1080	2008-02-18 2008-11-12 2010-01-08 2010-09-29	2012-12-28	
	福清核电厂	1号机组 2号机组 3号机组 4号机组	压水堆	4×1080	2008-11-21 2009-06-17 2010-12-31 2012-11-17		
	阳江核电厂	1号机组 2号机组 3号机组 4号机组	压水堆	4×1080	2008-12-16 2009-06-04 2010-11-15 2012-11-17		
	秦山核电厂扩建项目（方家山核电工程）	1号机组 2号机组	压水堆	2×1080	2008-12-26 2009-07-17		
	三门核电厂	1号机组 2号机组	压水堆	2×1250	2009-03-29 2009-12-17		
	海阳核电厂	1号机组 2号机组	压水堆	2×1250	2009-09-24 2010-06-20		
	台山核电厂	1号机组 2号机组	压水堆	2×1750	2009-11-18 2010-04-15		
	海南昌江核电厂	1号机组 2号机组	压水堆	2×650	2010-04-25 2010-11-21		
	防城港红沙核电厂	1号机组 2号机组	压水堆	2×1080	2010-07-30 2010-12-23		
	石岛湾核电厂	示范工程	高温气冷堆	211	2012-12-09		
	田湾核电厂	3号机组	压水堆	1060	2012-12-27		
合计	30台		装机容量(MW)	32 671			

注：统计时间截至2012年12月31日，未含台湾省。
资料来源：《中国核能年鉴2013年卷》。

快中子反应堆　中国快中子反应堆技术的发展，大致经历了基础研究、应用基础研究和工程设计验证三个阶段。

1965～1987年为快堆技术基础研究阶段。研究的重点是快堆中子物理、热工、钠工艺和材料，建设了钠综合实验室和快中子零功率装置、高温钠腐蚀回路、钠净化回路、钠热工回路、热对流腐蚀回路、控制棒驱动机构部件试验装置、阻塞计钠回路、应力腐蚀钠装置、质量流量为5t/h和10t/h的交流电磁泵试验钠回路、钠泵试验钠回路12台（套）实验装置和钠回路。其中在北京建成了快中子零功率装置，1968年调用50kg高富集铀作燃料，并于1970年6月29日首次达到临界状态。

1986年，快中子增殖堆的应用基础研究被列入《高技术研究发展计划（"863"计划）纲要》。1992年，国务院确定在中国建造一座热功率为65MW、电功率为20MW的快中子实验堆。该堆于2000年5月30日开工，2010年7月21日临界，2011年7月21日并网发电。（见中国实验快堆）

高温气冷堆　研究始于20世纪70年代中期，1974～1978年，清华大学核能技术研究院曾对该堆进行过早期探索。1986年，高温气冷堆被列为国家"863"计划的一个研究专题。随后进行了系统、深入的单项关键技术研究和10MW高温气冷堆的设计。1992年确定，2000年前在清华大学核能技术研究院建成一座热功率为10MW高温气冷实验堆（HTR-10）。该堆于1995年6月动工兴建，2000年12月建成并首次达到临界状态。

国家科技部于2006年2月9日确定的全国重大科技专项列入了大型先进压水堆核电工程项目（见先进轻水堆），以验证中国科技人员研发的一种第三代核电技术。200MW高温气冷堆核电厂（见核能领域国家重大科技专项）作为一个子项，被列入该重大专项。国家科技部、国家科工局相继支持有关院所开展超临界水堆（SCWR）的基础理论与试验研究，中国科学院组织开展了新型钍基熔盐堆的研发。作为第四代国际论坛（GIF）的成员国，中国积极参与其研发活动，广泛开展国际合作。中国还作为国际热核实验堆（ITER）的成员参与其设计工作，开展核聚变能发电技术的研究。（见核能发电）

台湾省核电发展概况　台湾省现有3座核电厂（分别位于新北市石门乡、新北市万里乡和屏东县恒春镇），6台机组在运行，4台是沸水堆，2台是压水堆，总装机容量为5144MW，全部是引进美国技术建造的。正在建设的第4座核电厂（位于新北市贡寮乡），2台机组都采用美国通用电气公司同日本东芝、日立公司联合开发的先进沸水堆（ABWR），单机容量为1375MW。

Zhongguo Heneng Hangye Xiehui

中国核能行业协会

（China Nuclear Energy Association，CNEA）　成立于2007年4月18日。协会的宗旨与任务是：贯彻国家关于核能发展的方针政策，推动行业自主创新和技术进步，为提高核能利用的安全性、可靠性和经济性提供服务，促进核能行业又好又快又安全发展；维护全行业和

会员的合法权益，向政府建言献策，为企业排忧解难，拓展国际合作与两岸交流，努力发挥桥梁和纽带作用。协会理事会设理事长1名，副理事长若干名，并设名誉理事长、副理事长若干名；协会秘书处设秘书长1名，副秘书长若干名。

协会会员来自核设施建设、运营、研究设计、建筑安装、设备制造、核燃料循环、技术服务、人才教育培养等领域的企事业单位，并吸收部分境外法人独资企业作为联系会员单位。截至2013年5月，协会共有369家会员单位（含30家国内注册境外独资的联系会员单位）。

协会设监督管理机构组织管理委员会和经费管理委员会。协会设专家委员会，委员会下设若干专家组，包括政策研究、设计与核安全、建安调试、运行和维护、设备、核燃料循环、铀资源、核专业人才培养和厂址与环境等9个专业组。

2011年8月29日，为进一步加强国内协调，整合国内研究力量，共享国际合作资源，科技部合作司、高新司，国家原子能机构联合委托中国核能行业协会承担第四代核能系统国际论坛（GIF）联络办公室的工作。

自成立以来，协会先后组织了一系列的重大活动，协办了国际原子能机构"面向21世纪核能部长级国际大会"；组织了"国家核事故应急联合演习专家评估团"；主办了"中国国际核电工业展览会"；承办了"全国核电运行和建设管理经验交流大会"；开展了核能行业重大问题的研究（如原子能法立法研究等），为政府部门决策和企业发展提供参考依据和技术支撑；举办了"中国核能可持续发展论坛"；开展了运行核电厂同行评估和核电工程建设项目评估活动；协会专家参加了国家级核安全大检查。

协会还接受政府和企业委托，提供了内容广泛的技术咨询、人员培训和专项技术服务等。

协会编辑出版了《中国核能》会刊、《核能新闻》电子月刊、《中国核能年鉴》等，创办中国核能行业协会网站。

2013年5月15～16日，第九届中国核能国际大会在北京成功召开（见图）。



第九届中国核能国际大会（白云生　提供）

Zhongguo Hexuehui

中国核学会　（Chinese Nuclear Society，CNS）　中国核科学技术工作者的学术性群众团体，成立于1980年2月，总部设在北京。

经过30多年的探索与发展，中国核学会已经是一个拥有1.7万余名个人会员、169个理事会员单位、覆盖21个专业分会和21个地方学会的全国性科技社团。自学会成立以来，共开展国内学术交流800多次，提交学术报告3.8万余篇，约6万人次参加交流活动。举办了许多对社会发展和科技进步有重要影响的学术会议、研讨会和专题会，包括应用核技术寻找地下水源学术讨论会、核电厂厂址选择标准讨论会、核电厂辐射防护标准讨论会、切尔诺贝利核电厂事故20周年专家座谈会、中国核电论坛、核能发展与核安全专家座谈会等。



中国核学会常设机构有组织秘书部、学术交流部、科普咨询部和学报编辑部。地区分会有北京等20个省（区、市）核学会。专业分会有核物理、核化学与放射化学、粒子加速器、核电子学与探测技术、核能动力、同位素（见核素）、核科技情报研究、铀矿冶、铀矿地质、核化工、计算物理、辐射防护、原子能农学、核医学、核聚变与等离子体物理、辐射研究与辐射工艺、核材料、铀同位素分离、核技术经济与管理现代化等学会。

中国核学会与美国、法国等国家的核学会和欧洲核学会建立了正式合作关系。

Zhongguo Shiyan Kuaidui

中国实验快堆　（China expenimental fast reactor，CEFR）　以液态钠为冷却剂的池型快中子反应堆，热功率为65MW，净电功率为20MW。中国实验快堆位于北京市房山区，于2000年开始建造，2010年7月21日首次达到临界，2011年7月21日40%功率下并网成功，并通过国家验收。中国实验快堆外景见图1。



图1　中国实验快堆外景（徐銤　提供）

快中子反应堆的主要特点是达到一定规模后，在堆运行时，新产生的易裂变核燃料（钚），能多于消耗掉的易裂变核燃料（铀-235或钚），即增殖比大于1，易裂变核燃料得到增殖，因此又称为快中子增殖反应堆。

设计和建造　中国实验快堆（CEFR）是中国快堆工程技术发展的第一步，其目的是：积累快中子增殖堆核电厂的设计、建造和运行经验，为后续的大型快堆核电厂奠定技术基础；运行后作为快中子辐照装置，辐照考验和发展高性能燃料和材料，提高核电厂安全性和核电厂经济性；也作为钠冷快堆全参数实验平台考验钠设备和仪表，为快堆工程的进

一步发展服务。

对 CEFR 设计的原则要求是保证运行的安全性、可靠性和为后续高功率快堆积累经验，技术上易于向后续高功率快堆过渡。

结构组成 CEFR（首炉核燃料）使用 19.6%的浓缩铀，今后将发展为使用铀钚混合氧化物燃料（MOX）。

堆芯和堆芯组件 CEFR 堆芯包括 81 盒燃料组件、3 盒补偿棒组件、2 盒调节棒组件和 3 盒安全棒组件，337 盒不同形式的不锈钢组件和 230 盒 B_4C 屏蔽组件，另有 56 个供乏燃料初步储存的位置。补偿棒组件和调节棒组件组成第一停堆系统，安全棒组件组成第二停堆系统。燃料段长度为 450mm，堆芯等效直径为 600mm。

燃料组件包括外对边为 59mm，壁厚为 1.2mm 的六角形盒，盒内装 61 根直径为 6mm 的元件棒，外用直径为 0.95mm 的绕丝定位，燃料芯块直径为 5.2mm。燃料组件全长 2.592m，上部设有操作用的锥形爪头，下部是既作定位又作径向引入钠冷却剂的管脚。

堆本体和燃料操作系统 CEFR 一回路系统采用了池式结构，堆本体由一个直径为 8.01m、高为 12m、下部支撑的大钠池（即主容器），保护容器，双旋塞，2 台主钠泵，栅板联箱及堆芯，4 台中间热交换器，事故余热导出系统的 2 台独立热交换器，堆内燃料操作系统，以及堆内构件等组成（见图 2）。内装 260t 由氩（Ar）作为覆盖气体的液态钠，堆本体总重约 1200t。

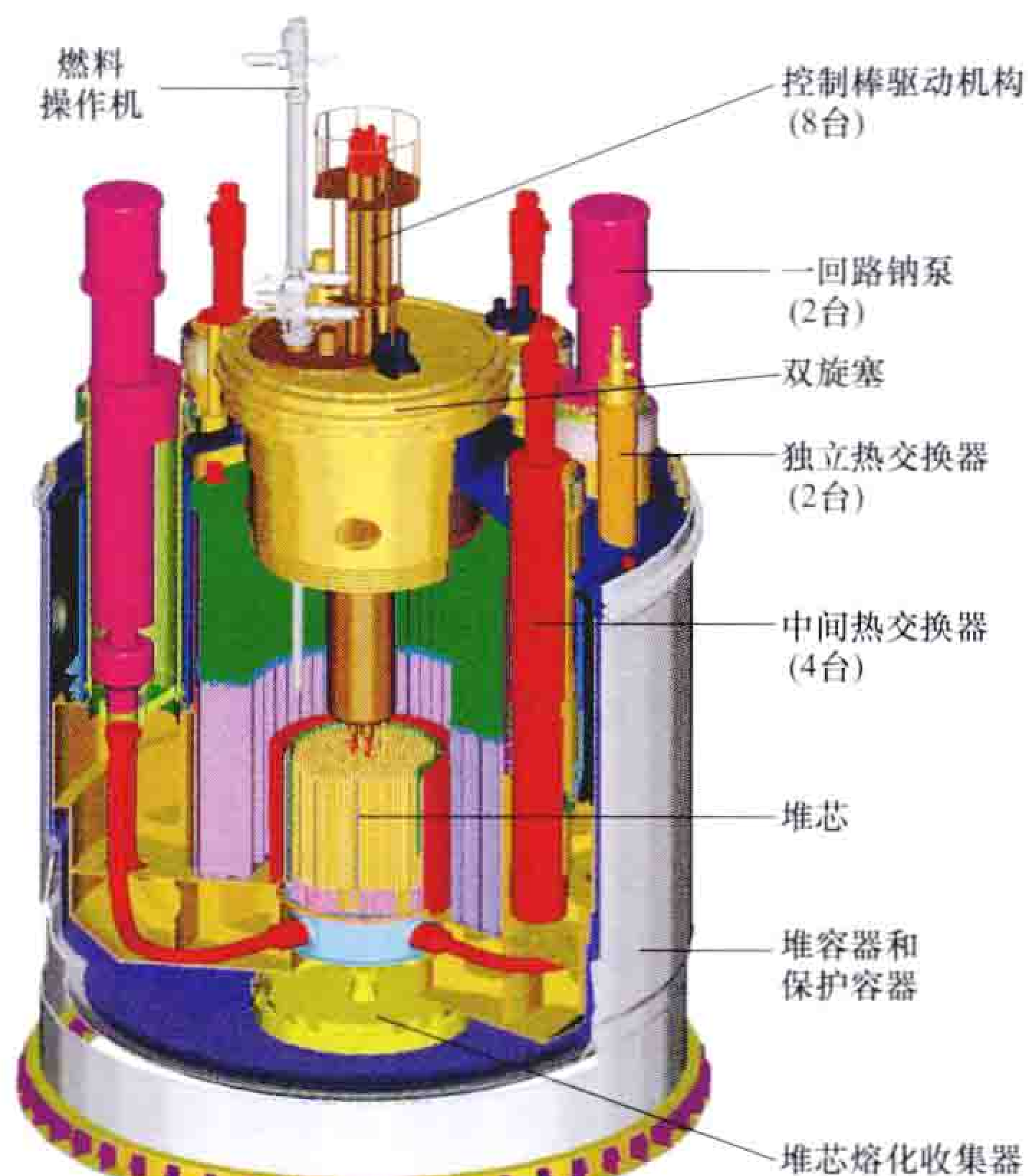


图 2 中国实验快堆堆本体

快堆正常运行时，覆盖气体的压力为 0.05MPa（表压）。2 台主泵将冷池中 360℃的钠泵入栅板联箱，钠向上流经堆芯，出口时平均温度达 530℃，与热池钠搅混后降为 516℃进入中间热交换器。

燃料操作系统的大旋塞上偏心地装有小旋塞，小旋塞上偏心地装有直拉式燃料操作机，大小旋塞的组合运动可使该操作机抓取堆芯的任何一个组件，并将组件装入倾斜式提升机上的吊桶中运出堆外。对于新组件则用这套系统进行反向操作。

主热传输系统 快堆的主热传输系统由钠-钠-水、蒸汽三回路组成（见图 3）。CEFR 一回路全浸在钠池中，一回路钠向二回路传热的 4 台中间热交换器也全在钠池中。二回路为互相独立的两条环路，每条环路有 1 台钠泵、2 台中间热交换器、1 台过热器、1 台蒸发器和 1 台缓冲罐。快堆正常运行时，二回路钠进入中间热交换器的钠温是 310℃，出口温度是 495℃，进入过热器将 370.3℃的饱和蒸汽加热成 480℃/14MPa 的过热蒸汽，进汽轮发电机发电。钠温降到 463.3℃，进入蒸发器将 190℃/14MPa 的给水加热成饱和蒸汽，这时钠温降到了 310℃，再进入中间热交换器循环。

CEFR 采用一台凝汽式汽轮发电机。两条环路的过热蒸汽合并后进入汽轮机的主汽阀，发电功率为 20MW（最大电功率为 22.4MW）。

主要辅助系统 由于钠中含氧量较高时会对不锈钢材料造成腐蚀，因此，一回路钠和二回路钠都需要净化，一般氧的含量控制在 5μg/g 以内，中国实验快堆运行时控制在 2～3μg/g。建有钠在线分析监测系统和离线分析监测系统，在线分析监测系统主要监督氧和氢，离线分析监测系统则取样分析，分析杂质包括氧、碳、氢、氯、氮、钙、锂、铁、镉、钾等。CEFR 配置了蒸汽发生器泄漏探测和保护系统，对其微漏、小漏、大漏分别有氢、气泡、压力、流量等测量和达到限值的保护，保证其他二回路管道和设备不致损坏。

安全特性 CEFR 堆芯平均温度系数为－4.21pcm/℃，平均热功率系数为－5.96pcm/MW，堆芯总钠空泡反应性系数为－4.93＄，均为负值，所以 CEFR 堆芯有中子学自稳性。CEFR 最重要的专用安全系统是非能动事故余热导出系统，它是由两条相互独立的环路系统组成。每条环路由 1 台浸在主容器钠液下的钠-钠热交换器、1 台空气冷却器和钠管路组成，在全厂失电、地震或三回路给水系统失效的事故下，单靠一回路钠的自然对流和事故余热导出系统的二回路钠的自然循环即可将堆芯余热导出。相对于在主热传输系统上接空气冷却器的方案，非能动事故余热导出系统更可靠，而且可以避免二回路管道、中间热交换器的共因故障。CEFR 按概率论安全分析，堆芯熔化概率低于 1×10^{-6}/（堆·年）。

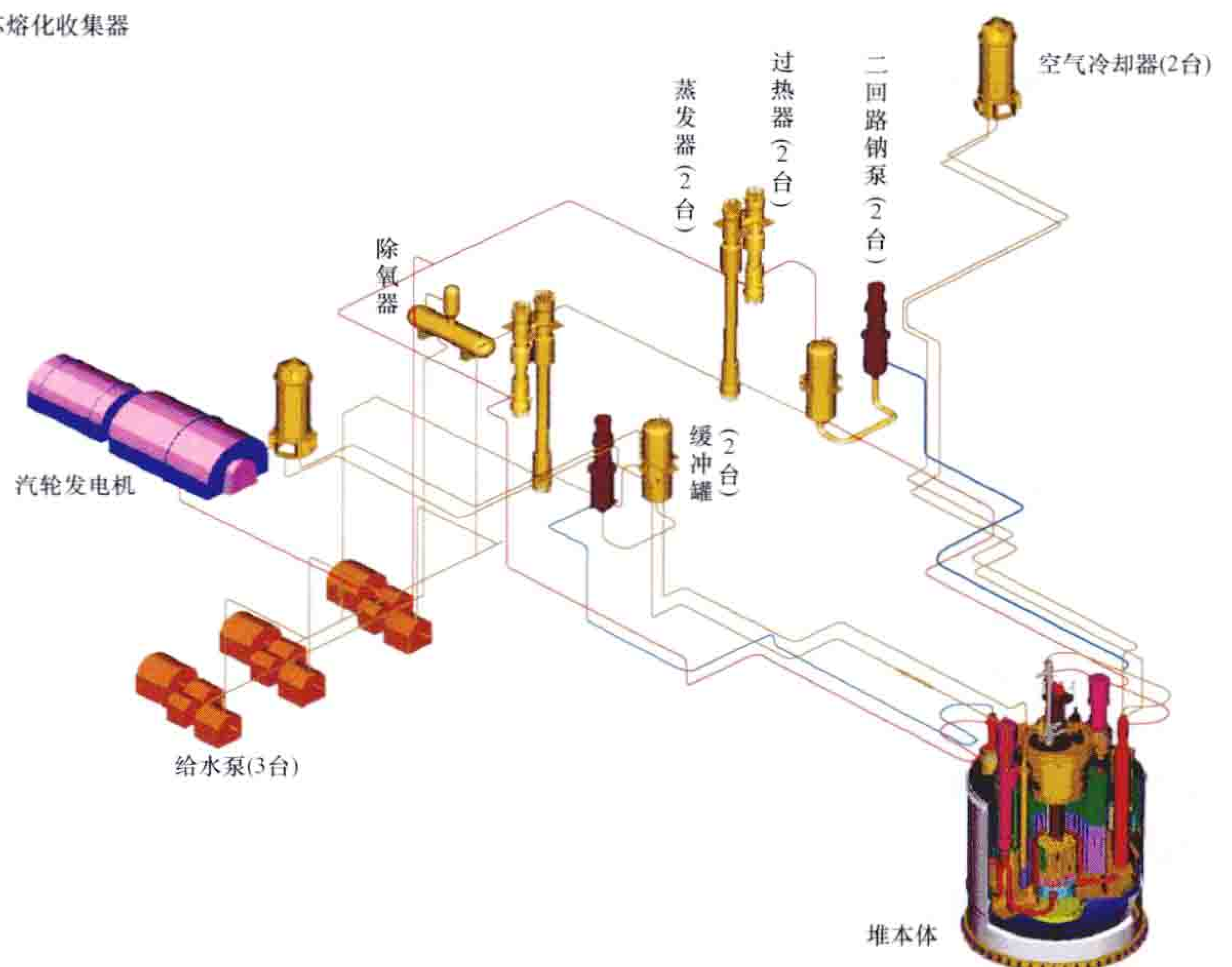


图 3 中国实验快堆主热传输系统

zhongxiaoxing fanyingdui

中小型反应堆 (small and medium-sized reactors)

按照国际原子能机构(IAEA)的定义,小型堆功率为300MW以下,中型堆为300~700MW,统称为小型和中型反应堆,简称中小型反应堆。采用模块化设计、设备系统模块化工厂预制、现场模块化组装建设的小型反应堆,称作模块化小型堆。对于电功率在100MW以下的核反应堆动力装置,称作微型堆。正在建设和研发的先进型小型堆,其技术多种多样,堆型有轻水堆、高温气冷堆、液态金属快堆、重水堆和熔盐堆等。其中,轻水堆是有望研发成功并部署的主要堆型。

中小型反应堆应用现状 中小型反应堆研发和应用,实际上开始于20世纪五六十年代的研究实验堆和第一代原型堆与示范堆。据国际原子能机构的最新统计,拥有中小型反应堆的国家有28个,正在运行的中小型反应堆共计132座,其中中型堆106座,小堆26座,总容量为57100MW,累计运行达5082堆·年。正在建造中的有13座。

中国正在积极开发模块化小型反应堆技术。中国核工业集团公司在研发2×100MW先进小型压水堆ACP100;中核能源科技有限公司在研发210MW小型高温气冷堆(HTR-PM)。

模块化小型堆开发的背景 小型反应堆是解决偏远地区的电力和热力供应问题的较好选择。核能业界正在大力研发模块化小型堆的反应堆技术。

模块化小型堆是一种单堆功率较小的一体化压水反应堆,采用模块化的设计和建造理念及完全非能动安全技术,可通过模块化组合实现较大的规模容量。模块化小型堆可实现比三代压水堆有更高的安全性、更短的建造周期、良好的经济性和应用的灵活性,是一种可满足不同需求和条件的新型核能系统。

小型堆的应用目标 小型堆能很好地满足中小型电网(总装机容量小于4000MW)的供电、城市供热、工业工艺供热和海水淡化等特殊领域的需求,有着广阔的应用前景。国际原子能机构在2009年做了一次小型反应堆发展的预测,2030年世界将建设43~96座小型反应堆。由于各国国情不同,其应用小型反应堆的领域和目标有所不同,以下对几个主要国家的情况进行分析。

中国 内陆广大地区、边远地区,受地理位置、地质、气象、冷却水源、运输、电网容量和融资能力等条件的限制,大型核电机组的应用受到制约,小型反应堆则可满足这些地区发电的需求。

中国城市供热对能源的需求量居世界前列,东北、华北和西北地区数百座大中型城市每年采暖供热占总能源消耗的10%以上。电力、建材、冶金、化工等高能耗行业的企业都建有不同规模的自备热电厂,使用的全部是化石能源,它们占大气污染的70%以上。开发模块化小型反应堆"以核代煤"发展核能供热是解决大气污染和CO_2排放问题的有效途径。

中国是世界上水资源严重匮乏的国家之一,海水淡化是解决水资源缺乏的重要途径。大规模海水淡化所消耗的能源主要来自化石燃料,淡水的生产成本居高不下,且造成较大污染。国际原子能机构多年研究结果表明,用核能进行海水淡化是现实的选择。多用途小型反应堆在中国有广阔的应用前景。

美国 对模块化小型堆核电厂的呼声很高,原因是模块化小型堆可以减少投资和缩短建造周期,并可实现更高的安全性。美国发展小型堆主要用于取代逐渐退役的化石燃料电厂,应用于美国局部地区、特殊领域和分布式电网,也准备向发展中国家出口。

俄罗斯 由于地域辽阔,海岸线长,纬度高,冬季采暖需要大量能源。西伯利亚地区人口稀少、用户分散,有漫长的北冰洋海岸线,其小型反应堆的开发应用重点是浮动核电厂,解决边远地区城市的供电和供热。

由于发展中国家经济欠发达、电网容量有限,大型机组很难适应。小型反应堆建设和运行相对简单,安全性能好,可较好地满足这些国家的电力需求。

典型小型反应堆技术方案的特点 小型反应堆一般具有一些特殊的堆芯安全设计:反应堆冷却剂系统采取一体化或紧凑式布置;小型反应堆核电厂系统和总体布置设计尽量简化,并尽量采用工厂模块化预制和现场模块化组装;考虑采用可燃毒物或堆芯中高转化比而具有非常长的堆芯寿期,增强了防核扩散能力。

在2004年国际原子能机构技术会议上交流的中小型反应堆设计方案中,大约50%的方案采用模块化设计;大约60%采用全寿期不换料的小型反应堆设计方案;大约35%的设计利用工厂内生产制造与装料等方式;全部采用固有安全性和非能动安全系统。

小型反应堆研发应用面临的主要问题 包括适合小型反应堆应用的法规标准修订和提高小型反应堆应用的经济竞争能力的问题。

适合小型反应堆应用的法规标准修订问题 模块化小型堆革新型设计、建造和运行及经济性的考虑,现有的安全法规和标准已不能适应。模块化小型堆在城市供热、工业工艺供热和海水淡化时,要求反应堆必须建在尽量靠近负荷中心并减少规划发展区的范围内,简化或取消厂外应急,必须从安全性设计和法规标准的适应性两个方面予以解决。一体化模块化小型反应堆为海洋钻井平台提供电源、热源和淡水,甚至用作漂浮核电厂的安全审批问题。

提高小型反应堆应用的经济竞争能力问题 按照适用于大型核电厂的法规标准设计,即大电厂按比例缩小,模块化小型反应堆核电厂很难具有市场经济性竞争能力。模块化小型反应堆设计者在设计中考虑了很多改善小型反应堆经济性的措施,例如,模块化的设计和建造、工厂组装、简化系统、非现场换料、长寿期堆芯和简化厂外应急,以及根据需求逐渐增加容量等。但要解决这些先进设计和投资财务理念带来的相关技术问题,需要通过小型反应堆示范应用来解决。

参考书目

IAEA-TECDOC-1451. 革新型中小反应堆:设计特征、安全途径和研发趋势. 维也纳:国际原子能机构,2005.

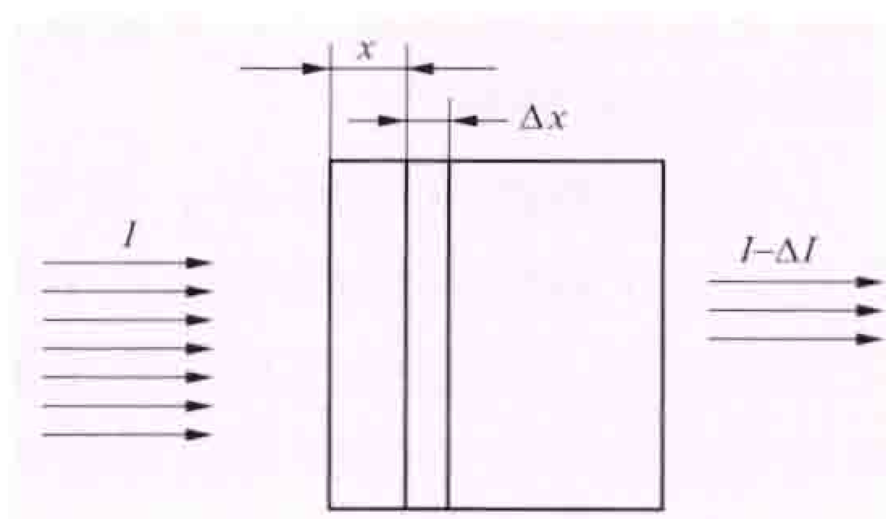
IAEA-TECDOC-1536. Status of Small Reactor Designs Without On-Site Refuelling. Vienna:IAEA,2007.

zhongzi hefanying jiemian

中子核反应截面 （nuclear reaction cross section of neutron） 中子作为入射粒子，与物质的原子核产生各种核反应的概率的度量。中子核反应截面是原子核物理中为了便于实验测量、便于和理论计算相比较而引入的一个概念，用以描述中子核反应概率的大小。

微观截面σ 平均一个入射中子与一个靶核发生相互作用的概率大小的一种度量，单位是m^2。假如有一个单向均匀平行中子束，其强度为I（即单位时间内通过垂直于中子飞行方向平面的单位面积上有I个中子），垂直入射在单位面积的薄靶上，薄靶厚度为Δx，靶片内单位体积中的原子核数是N，由于某种核反应使出射中子束强度减弱了ΔI（见图）。那么，微观截面$\sigma=\frac{-\Delta I/I}{N\Delta x}$，式中$-\Delta I/I$为平行中子束中与靶核发生作用的中子所占的份额；$N\Delta x$为单位面积上靶核数。不同的核反应有不同的微观截面，如σ_a表示微观吸收截面；σ_s表示微观散射截面等。微观总截面σ_t为各种微观截面之和，即$\sigma_t=\sigma_a+\sigma_s+\cdots$。

宏观截面Σ 平均一个中子与单位体积内原子核发生核反应的概率大小的一种度量，也是微观截面与单位体积靶核数的乘积，$\Sigma=N\sigma$。所以$\Sigma=\frac{-\Delta I/I}{\Delta x}$，因此，宏观截面也是一个中子穿行单位距离与核发生相互作用的概率大小，单位是m^{-1}。对应于不同的微观截面有着相应的宏观截面，例如，$\Sigma_a=N\sigma_a$表示宏观吸收截面；$\Sigma_s=N\sigma_s$表示宏观散射截面等。同样，宏观总截面Σ_t为各种宏观截面之和，即$\Sigma_t=\Sigma_a+\Sigma_s+\cdots$。



薄靶示意图

平均自由程λ 中子在介质内与原子核连续两次相互作用之间穿行的平均距离。经过分析，$\lambda=\frac{1}{\Sigma}$，即平均自由程是宏观截面的倒数，单位为m。同样，对于产生不同核反应的中子有着不同的平均自由程，如$\lambda_a=\frac{1}{\Sigma_a}$表示吸收平均自由程；$\lambda_s=\frac{1}{\Sigma_s}$表示散射平均自由程等。

zhongzi kuosan

中子扩散 （neutron diffusion） 在介质内，中子通过与原子核的相继碰撞而散射，由高密度区迁移至低密度区的现象，是核裂变反应堆和某些中子实验装置内中子空间运动的基本现象。

相关物理量 在描述中子扩散现象时要用到以下物理量。①中子数密度。单位体积内的自由中子数，表示自由中子在介质内的密集程度。② 中子注量率。中子数密度与中子速度的乘积，表示单位体积内所有的自由中子在单位时间内飞行的总距离。③中子与核反应率密度。中子注量率与宏观截面的乘积，它表示单位时间、单位体积内的自由中子与原子核发生反应的数目。④中子流密度。单位时间内垂直地流过平面单位面积的净中子数，它表示自由中子在介质中流动强弱的情况。

斐克定律 中子在介质中运动的问题是一个非常复杂的问题。但是如果对介质和中子作以下简化假设：介质是无限的，介质是均匀的，因此所有截面都是常数，与位置无关；介质中没有外中子源；在实验室坐标系中散射是各向同性的；中子注量率是位置的缓慢变化的函数；中子注量率不随时间变化；那么，就可得到关系式$J=-D\mathrm{grad}\varphi$，式中J为中子流密度；φ为中子注量率；D为中子扩散系数。从上式可见，中子流密度与中子注量率负梯度成正比关系。这一关系在形式上与用于描述液体和气体分子扩散现象的斐克定律相同，因此也称为斐克定律。尽管在推导斐克定律时做了若干假设，从而使得该定律不是一个完全精确地描述中子空间运动的定律，但是由于该定律已反映了中子扩散的基本现象，加上表述中子流密度和中子注量率之间关系的简单性，使该定律成为初等扩散理论的基础。

扩散方程 利用斐克定律可进一步得到表示单位时间从单位体积内泄漏出去（负值则表示进来）的中子数，这个物理量也称泄漏率密度，可以证明它等于$-D\nabla^2\varphi$。如果已知介质中任一小体积元内中子产生和中子消失的数值，就可得到中子注量率随时间变化所满足的方程$\frac{1}{v}\frac{\partial\varphi}{\partial t}=D\nabla^2\varphi-\Sigma_a\varphi+S$，式中$\varphi$为中子注量率；$v$为中子速度；$D$为中子扩散系数；$\Sigma_a$为宏观吸收截面；$S$为中子源密度；$\nabla^2$为拉普拉斯算子。这个方程称为中子扩散方程。如果中子注量率不随时间变化，可得到稳态中子扩散方程$D\nabla^2\varphi-\Sigma_a\varphi+S=0$；如果此方程中没有中子源，可得到无源稳态中子扩散方程$D\nabla^2\varphi-\Sigma_a\varphi=0$。

中子扩散方程的边界条件 一般常用的边界条件有：与真空交界时，从真空射向介质的中子流密度为零；在两种不同介质的交界面处，中子注量率连续，中子流密度连续；中子注量率必须是有限的单值非负的实数。由于中子扩散方程是二阶的偏微分方程，一般需要列出两个边界条件。

中子扩散方程的解 介质的几何形状不同，宜用不同的坐标系来表示中子扩散方程中拉普拉斯算子∇^2的形式。常用的坐标系有直角坐标系、柱坐标系和球坐标系。在上述三种坐标系中，拉普拉斯算子∇^2的具体形式为

直角坐标系 $\nabla^2=\frac{\partial^2}{\partial x^2}+\frac{\partial^2}{\partial y^2}+\frac{\partial^2}{\partial z^2}$

柱坐标系 $\nabla^2=\frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}r\frac{\partial}{\partial r}+\frac{1}{r^2}\frac{\partial^2}{\partial\theta^2}+\frac{\partial^2}{\partial z^2}$

球坐标系 $\nabla^2=\frac{1}{r^2}\frac{\partial}{\partial r}r^2\frac{\partial}{\partial r}$

$$+\frac{1}{r^2\sin\theta}\frac{\partial}{\partial\theta}\sin\theta\frac{\partial}{\partial\theta}+\frac{1}{r^2\sin\theta}\frac{\partial^2}{\partial\varphi^2}$$

为了求解无源稳态中子扩散方程，将方程变为$\nabla^2\varphi-\frac{1}{L^2}\varphi=0$，式中$L^2=\frac{D}{\Sigma_a}$，$L$为中子扩散长度。对于不规则的几何形状，较难求得中子扩散方程的解，但在无限宽平板、球对称和无限高柱对称介质内无源稳态中子扩散方程有以下形式的解：

无限宽平板

$$Ae^{-x/L}+Ce^{+x/L}\text{或}A\mathrm{sh}(x/L)+C\mathrm{ch}(x/L)$$

球对称 $Ae^{-r/L}/r + Ce^{+r/L}/r$ 或 $A\mathrm{sh}(r/L)/r + C\mathrm{ch}(r/L)/r$

无限高柱对称 $AI_0(r/L)+CK_0(r/L)$

式中 e^x 和 e^{-x} 为指数函数；sh$r$ 和 ch$r$ 为双曲正弦和双曲余弦函数；$I_0(r)$ 和 $K_0(r)$ 分别为第一类和第二类零阶修正贝塞尔函数。A、C 为待定系数，由边界条件确定。

扩散长度　扩散长度的值可由扩散系数 D 和宏观吸收截面 Σ_a 来确定。对于无限宽平板介质，若在 $x=0$ 处有一个源密度为 S 的平面中子源，则中子扩散方程的解为 $\varphi=(SL/2D)e^{-|x|/L}$。从中可以看出，自源平面起，每隔长度 L，中子注量率降低到原来值的 1/e。同时，也可证明，扩散长度的平方值等于中子从产生点到被吸收点间直线飞行距离均方值的 1/6。

zhongzi manhua

中子慢化

（neutron moderation）　由中子散射引起中子能量降低的过程。在热中子反应堆中，核裂变主要发生在中子动能小于 1eV 的热能区内，而裂变产生的次级中子是快中子，其平均能量为 2MeV。因此，将中子动能降低的慢化过程就成为热中子反应堆内中子运动的基本过程。中子与原子核的核散射反应可使中子慢化。散射反应包括非弹性散射和弹性散射（见中子与物质的相互作用）。非弹性散射可使中子损失较多的动能，但非弹性散射只发生在中子动能为 MeV 数量级的高能区内，而弹性散射在任何能量区域内均可发生，因此，热中子反应堆内中子慢化主要依靠弹性散射。

弹性散射与慢化剂　弹性散射后中子动能 E' 与散射前的动能 E 的比值满足 $\frac{E'}{E}=\frac{1}{2}[(1+\alpha)+(1-\alpha)\times\cos\theta_c]$，$\alpha=\left(\frac{A-1}{A+1}\right)^2$。式中 θ_c 为质心系中的散射角；A 为原子核的质量数。

当 $\theta_c=0$ 时，$E'=E$，说明若散射后的中子不改变方向，则中子也不损失动能。当 $\theta_c=\pi$ 时，$E'=\alpha E$，说明若散射后的方向与散射前相反，则中子动能降到最低值。中子与原子核发生一次弹性散射只能损失有限的动能，所损失动能的大小与原子核的质量数有关。原子核的质量数越小，所损失的动能越大。因此，从散射观点讲，对反应堆慢化剂材料应选核质量数小的元素。除此以外，慢化剂的宏观散射截面 Σ_s 应较大，宏观吸收截面 Σ_a 应较小（见中子核反应截面）。每次碰撞中子能量的自然对数减少的平均值称为平均对数能降，记作 ξ（ξ 值越大，说明每次散射平均损失的中子动能越多）。$\xi\Sigma_s$ 称为慢化能力，慢化能力与热中子宏观吸收截面 Σ_a 的比值称为慢化比，它是慢化剂慢化性能的综合指标。慢化比越大，慢化剂的综合性能越好。

无限介质内中子慢化能谱　单位时间、单位体积、单位能量间隔内中子与原子核发生相互作用的总次数称为碰撞密度；单位时间、单位体积内慢化通过某一特定能量的中子总数称为慢化密度。若慢化剂为氢，吸收剂具有无限质量，在这两种元素核构成的无限大混合介质内，中子慢化能谱满足 $\Sigma_t(E)\varphi(E)=\frac{S_0}{E_0}+\int_E^{E_0}\frac{\Sigma_s^H(E')\varphi(E')}{E'}dE'$，式中 $\Sigma_t(E)$ 为能量 E 处的宏观总截面；Σ_s^H 为介质中氢的宏观散射截面；$\varphi(E)$ 为无限介质内中子慢化能谱；S_0 为中子源密度；E_0 为源中子动能；E 为中子动能。若吸收很小，则方程的解为 $\varphi(E)=\frac{S_0}{\Sigma_s(E)E}\propto\frac{1}{E}$，即在慢化过程中，中子慢化能谱与 $\frac{1}{E}$ 成正比关系，这种形式的慢化能谱称为 $\frac{1}{E}$ 谱或费米谱。

有限介质内中子慢化能谱　如果假定中子与原子核发生散射只能损失较少的动能，大量中子与原子核发生散射就形成了空间能量的连续变化，这种模型称为连续慢化模型。连续慢化模型与中子扩散模型联合，可得到费米年龄方程 $\nabla^2 q(r,\tau)=\frac{\partial q(r,\tau)}{\partial\tau}$，式中 q 为慢化密度；τ 为费米年龄，由式 $\tau(E)=\int_E^{E_0}\frac{D(E')dE'}{\xi\Sigma_s(E')E'}$ 定义，式中 E、D、ξ 与 Σ_s 分别是中子动能、中子密度扩散系数、平均对数能降和宏观散射截面；E_0 为源中子动能。

费米年龄方程　联系中子慢化密度与中子空间位置的方程。它描述与中子动能降低过程相伴随的中子空间位置的变化。在无限介质的 $r=0$ 处若有一中子源密度为 S，则中子慢化密度满足关系 $q(r,\tau)=S\frac{e^{-(r^2/4\tau)}}{(4\pi\tau)^{3/2}}$。从此式可见，费米年龄较小（即中子动能较接近源中子能量）的中子在空间上分布在较靠近源的地方，离源较远处中子的费米年龄较大（即中子动能较低）。

费米年龄的单位是 m^2，而不是时间单位。它的物理意义是，对于各向同性的单能点中子源，中子由能量为 E_0 慢化到能量为 E 的直线位移均方值的 1/6。中子在介质中的位移均方值是可以用实验方法测量的，这就是说费米年龄也可以用实验方法求得。

zhongzi tanceqi

中子探测器

（neutron detector）　利用中子与硼或铀相互作用后产生的带电粒子使气体电离或经中子照射作用后材料本身的活化来探测中子数的器件。中子探测器广泛用于反应堆核功率测量或堆芯中子注量率测量。

工作原理　中子与某种核产生反应时放出带电粒子，带电粒子在气体中运动时产生气体电离，通过测量气体电离量来确定中子注量率水平。例如，中子与 ^{10}B 的 (n, α) 反应，放出 α 粒子，或中子与 ^{235}U 反应生成裂变碎片。图 1 示出气体电离的工作机理，曲线表示两电极间气体在受到射线电离后，在电极上收集到的离子数与电极间电压的关系。Ⅰ区表示生成的离子在被电极收集到以前，就部分复合了。随着电压的升高，离子重新复合的概率越来越低。Ⅱ区表示所产生的离子全部被电极收集到，称饱和电离电流区。在一个相当宽的电压变化范围内，收集到的离子数仅与射线密度成正比而基本上与电压无关，即出现一个“坪”。电离室就工作在这个“坪”的范围内。电

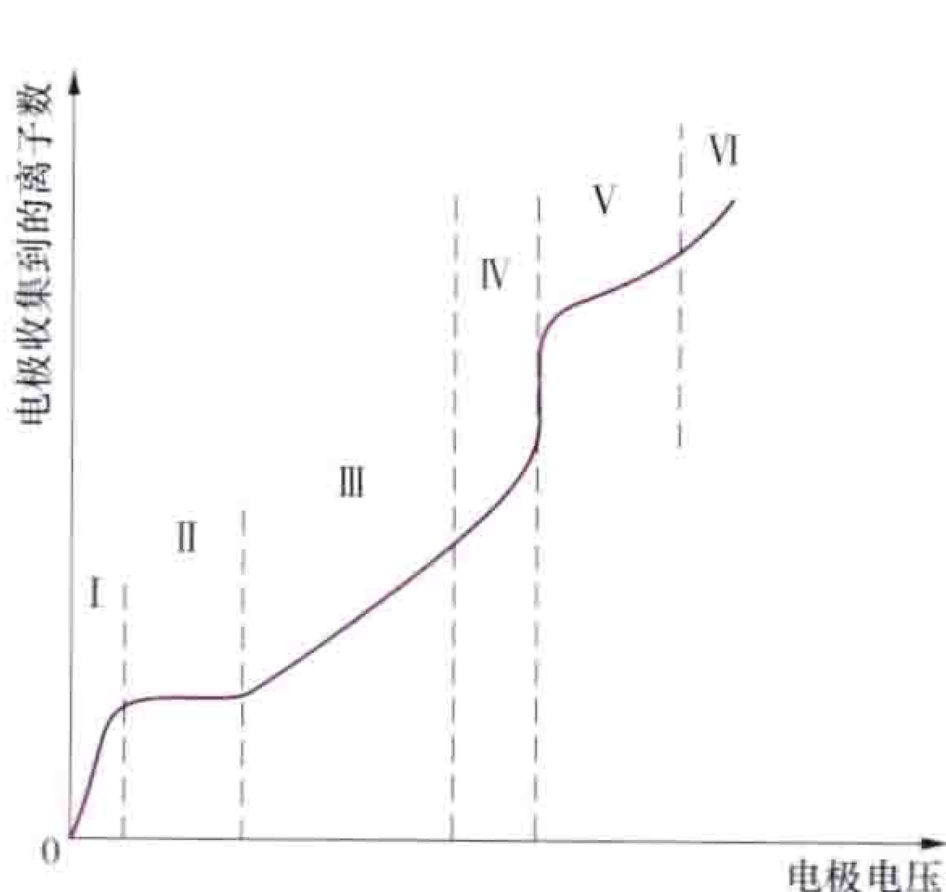


图 1　气体电离的工作机理

压继续加大，在电极附近形成相当大的电场强度，离子在向电极运动时，在电场中获得比较大的能量，引起气体二次电离，形成气体放电。Ⅲ区输出脉冲计数基本保持与原始总电离量成正比，称为比例计数区。基于这一特性的探测器称正比计数管。Ⅳ区为有限正比区。Ⅴ区气体呈雪崩式电离，放大倍数很大，以致输出脉冲计数与原始总电离量无关。气体每次电离，即每个脉冲，电极收集到的离子数是一个常数。利用这个特性做出的探测器称盖格弥勒计数管。Ⅵ区是连续放电区。

结构　主要包括电离室和计数管。

电离室　大多为圆柱式平行电极，封装在金属盒或外壳内，接合处通过绝缘设计，使漏电量最小。电极与金属盒之间的电阻高达 $10^{12}\Omega$ 的量级或更高。如果预计信号水平很低，为了绝缘可以使用屏蔽结构。屏蔽结构由围绕每一根导线的绝缘的屏蔽环或圆筒所组成，屏蔽环保持与相应的电极等电位。电极的设计和装配必须使电离室灵敏区内有均匀的电场，可以使用辅助电极帮助达到电场的均匀性。

（1）硼电离室。用以测量热中子。在电离室中充以 BF_3 的气体，或将硼涂在各电极上。在后者的情况下，容器内所充的气体一般为氢气。容器和电极均由纯铝制成。经中子照射后，中子和硼发生（n，α）反应，产生的 α 粒子大约具有 2.5MeV 的能量，它能使氢或 BF_3 电离而产生电流。电离室的外加电压为200～500V。电离室的中子灵敏度为 10^{-14}～10^{-13} A/[n/(cm^2·s)]，而 γ 射线的灵敏度为 10^{-11}～10^{-10} A/(Sv/h)。电离室的中子灵敏度可以通过选择涂有硼的电极面积、选择所充气体的压力和选择 ^{10}B 同位素（见核素）的浓度等方法加以调整。

（2）γ 射线补偿电离室。硼电离室没有选择性，它能探测到任何的电离辐射，因此在很强的 γ 射线场下可能产生相当大的测量误差。为此，把电离室分成相等的两部分，一部分对中子及 γ 射线都灵敏，另一部分只对 γ 射线起作用，即一部分涂硼，另一部分不涂硼。使用这种电离室有两种方法：一种方法是设法使两电离室中的电流反向流动，则所得到的电流就只正比于中子注量率。体积补偿不受 γ 射线能谱和强度变化的影响，其补偿度在出厂时调整到 97%～98%，使用时不能再调整。另一种方法是电压补偿，通过从外面调整补偿电极的电压，以改变电力线的分布，达到改变电离室两部分的有效体积，来调整 γ 射线的补偿度（称电压补偿），使用 γ 射线补偿电离室能把量程扩展约两个量级。γ 射线补偿电离室示于图 2。

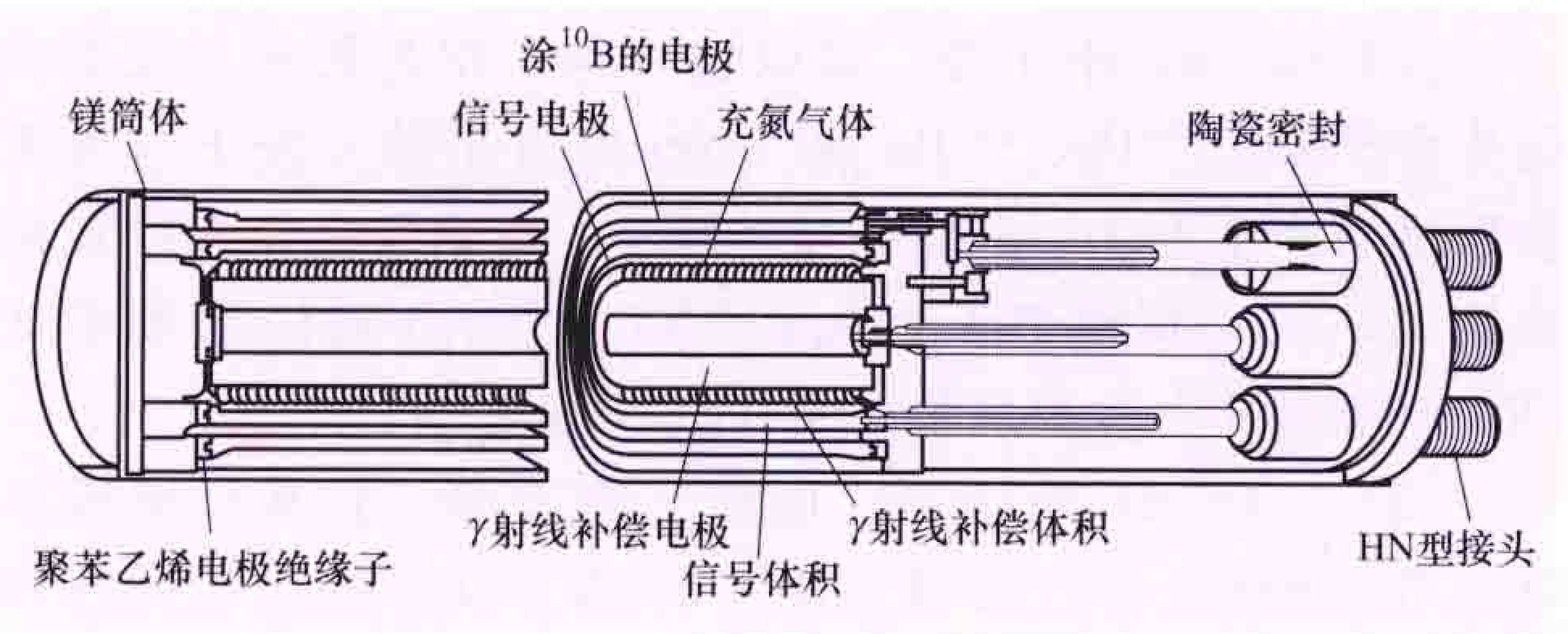


图 2　γ 射线补偿电离室

（3）长中子电离室。在大型反应堆中，为了测量堆芯轴向功率不平衡，使用长度与堆芯高度相当的长中子电离室。它由上下两节或多节硼电离室组成，分别与堆芯的上下两半部分相对应，并在电路上将所测信号加以处理，以测量轴向功率分布。

（4）裂变电离室。在充有氩气的不锈钢密闭容器中装有电极，电极上沉积有铀，中子与铀作用生成的裂变碎片在电离室中产生电离作用。裂变电离室所能测量的最低中子注量率水平受电离室内电极涂铀的天然 α 粒子蜕变所引起的虚假电流的限制。

如果希望对快中子进行探测，可使用其他材料，见表。

探测不同能谱中子所使用的材料

热中子	<1MeV	>1MeV	热中子	<1MeV	>1MeV
^{233}U	^{234}U	^{232}Th	^{239}Pu		
^{235}U	^{237}Np	^{238}U			

计数管　一种将入射粒子或射线转换成电脉冲的电子器件，又称核辐射计数器。当中子注量率很小时，用电离室测量很小的电离电流会很困难，由于此种情况下，γ 射线及残余放射性的干扰就变得更为显著。计数管所发出的是不连续的脉冲信号。要求计数管对每一电离事件都输出一个电流脉冲信号，电流脉冲信号可以被放大，而且可用适当的计数率计来测量它们的计数率。因为信号是脉冲，所以计数管的绝缘问题就不是关键性的了，通常要求 $10^6\Omega$ 以上。脉冲高度主要取决于计数管所使用系统的电容和电阻。对于计数管的内部结构，要使电容为最小，并使电极间的距离，对电离事件的射程来说是最佳的。为了区别开不需要的电离事件，比较简单的方法是采用脉冲高度甄别。常用的计数管有 BF_3 正比计数管、涂硼正比计数管、裂变计数管。

（1）BF_3 正比计数管。由金属圆管构成一个电极，沿圆管中心轴悬着一根绝缘细导线作为另一电极，管内充有 BF_3 气体。中子和 ^{10}B 作用放出的 α 粒子使气体产生一次电离。细导线上的极化电压约为 3000V，这样可以产生二次电离以增加所产生的离子对数，提高灵敏度。一般每个中子可产生 3 计数/cm^2。该计数管是常用的脉冲计数管中最灵敏的。由于中子所产生的脉冲高度大约为 γ 射线所产生的脉冲高度的 100 倍，因此通过脉冲高度甄别可减少 γ 本底的干扰。计数管的最大计数率为 5×10^4 n/s，但其工作环境的 γ 射线强度一般要在 1Sv/h 以下。BF_3 正比计数管可通过提高 ^{10}B 的浓缩度来增加灵敏度。图 3 示出正比计数管的剖面。

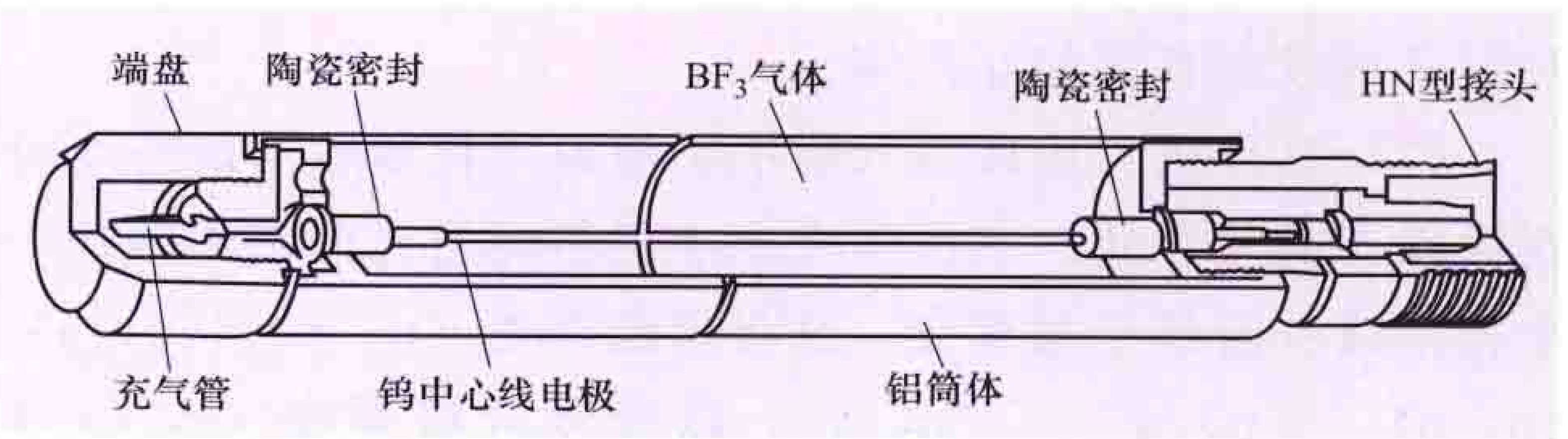


图 3　正比计数管剖面结构

（2）涂硼正比计数管。将固态硼涂在计数管的管壁上，其壳由铝制成，壳内充有氩气，中心处装有细导线的电极。将它接到高压电源上，以获得气体放电所需较高的电场强度。这种计数管寿命比较长，且在高中子注量率辐照后复原

情况也较好。但涂硼层能吸收一些 α 粒子，影响进入填充气体的 α 粒子的能量，使输出脉冲高度出现一些波动，因而脉冲高度甄别的效果就差一些。

（3）裂变计数管。在计数管电极上涂有铀，管内充以惰性气体。经中子辐照后，铀裂变产生的碎片能量很高，具有足够的电离能力，可以产生适当的脉冲幅度。当电容量为 100pF 时，脉冲幅度一般在 0.1～1mV 范围内。铀的 α 粒子放射性也会引起本底计数率。这种影响也可利用脉冲高度甄别加以降低。裂变计数管的灵敏度约为单位中子注量率 0.2 个计数。裂变计数管可以在很强的 γ 射线场（高达 10^3 Sv/h）内工作；而且可以在高达 900℃ 的温度下工作。

zhongzi yu wuzhi de xianghu zuoyong

中子与物质的相互作用

（interaction of neutron with the matter）　中子在宏观物质中与原子核之间发生的各种核反应，以及它们之间的能量交换过程。

中子　一种不带电的自旋为 1/2 的粒子，原子核的基本成分之一。其静止质量 $m=1.674\,954\,3\times10^{-27}$ kg $=1.008\,665\,0$u（原子质量单位）。中子在自由状态下是不稳定的，它的半衰期为 10.6min。中子在与物质相互作用时具有双重性：有时表现为粒子性，有时则显示为波动性。

在反应堆物理中，通常按中子能量将中子划分为快中子、中能中子及热中子三类。

（1）快中子。能量在 0.1MeV 以上的中子。典型的例子是重核裂变放出的大部分中子。

（2）中能中子。能量在 1eV～0.1MeV 的中子。

（3）热中子。能量在 1eV 以下的中子。它是由高能中子经弹性散射而逐渐慢化下来得到的。

中子与原子核相互作用机理　通常认为中子与原子核相互作用有势散射、直接相互作用和复合核的形成三种机理。

（1）势散射是任何能量的中子和核表面势相互作用的结果，中子并未进入原子核。散射前后原子核的内能没有变化。入射中子将其部分动能（或全部）传给原子核，散射后，中子改变了运动方向和能量。势散射前后中子与原子核系统的动能和动量守恒，是一种弹性散射。

（2）直接相互作用是入射中子直接与原子核内某个核子碰撞，使某个核子从原子核里射出来，中子留在核内。例如，（n，p）反应就是从原子核里射出质子来。如果射出的核子是中子，原子核从激发态回到基态，而有 γ 射线放出，就是非弹性散射过程。要求入射中子具有较高的能量，才能与原子核发生直接相互作用。

（3）复合核的形成是入射中子被原子核吸收形成一个处在激发态的复合核。它在激发态上停留短暂时间后而放出一个核子或一组核子而衰变。这将可能产生（n，p）、（n，α）、（n，n）、（n，n′）、（n，γ），以及复合核裂变（n，f）等反应。

中子与原子核相互作用类型　中子与原子核相互作用，概括起来可分为中子散射与中子吸收两类。

中子散射　中子慢化过程的主要核反应，它有弹性散射和非弹性散射两种。

（1）弹性散射（n，n）。可分共振弹性散射和势散射两种。共振弹性散射经过复合核的形成过程，表示为 ${}^{A}_{Z}X+n\longrightarrow({}^{A+1}_{Z}X)^{*}\longrightarrow{}^{A}_{Z}X+n$，势散射则不经过复合核的形成过程，表示为 ${}^{A}_{Z}X+n\longrightarrow{}^{A}_{Z}X+n$。共振弹性散射只有当中子具有特定能量时才能发生。热中子反应堆里高能中子慢化成热中子的过程主要是靠弹性散射。（见中子慢化）

（2）非弹性散射（n，n′）。表示为 $({}^{A}_{Z}X)+n\longrightarrow({}^{A+1}_{Z}X)^{*}\longrightarrow({}^{A}_{Z}X)+n$，而 $({}^{A}_{Z}X)^{*}\longrightarrow{}^{A}_{Z}X+\gamma$。只有当入射中子能量高于某一数值（阈能）时，才能发生非弹性散射。在热中子反应堆内，裂变中子的能量为 MeV 数量级，所以反应堆内会发生非弹性散射现象，但由于非弹性散射能使中子能量较快地降到阈能以下，且热中子反应堆内具有高能的中子数量较少，致使非弹性散射在热中子反应堆内并不重要。与此相反，非弹性散射对于快中子反应堆，却是非常重要的物理过程。

中子吸收　包括辐射俘获（n，γ）、（n，α）、（n，p），以及核裂变（n，f）等反应。

（1）辐射俘获（n，γ）。表示为 ${}^{A}_{Z}X+n\longrightarrow({}^{A+1}_{Z}X)^{*}\longrightarrow{}^{A+1}_{Z}X+\gamma$。其中同位素 ${}^{A+1}_{Z}X$ 往往具有放射性。低能中子与中等质量核、重核作用时容易发生辐射俘获。

（2）（n，α）反应。表示为 ${}^{A}_{Z}X+n\longrightarrow({}^{A+1}_{Z}X)^{*}\longrightarrow{}^{A-3}_{Z-2}Y+{}^{4}_{2}He$。例如：${}^{10}_{5}B+n\longrightarrow{}^{7}_{3}Li+{}^{4}_{2}He$。中子在低能区时，其反应截面很大（见中子核反应截面），所以 ^{10}B 是热中子反应堆的一种很好的控制材料。

（3）（n，p）反应。表示为 ${}^{A}_{Z}X+n\longrightarrow{}^{A}_{Z-1}Y+{}^{1}_{1}H$。例如，${}^{16}_{8}O+n\longrightarrow{}^{16}_{7}N+{}^{1}_{1}H$，其中 ^{16}N 的半衰期为 7.3s。它放出 β 射线和 γ 射线，这一反应是水中放射性的主要来源。

（4）核裂变（n，f）。表示为 ${}^{A}_{Z}X+n\longrightarrow({}^{A+1}_{Z}X)^{*}\longrightarrow{}^{A_1}_{Z_1}Y+{}^{A_2}_{Z_2}Y+\nu n$，其中，${}^{A_1}_{Z_1}Y$、${}^{A_2}_{Z_2}Y$ 为中等质量数的核，称做裂变碎片，ν 是每次裂变平均放出的中子数。每次 ^{235}U 核裂变可放出大约 200MeV 的核能。（见裂变反应）

参考书目

谢仲生．核反应堆物理分析（修订本）．西安：西安交通大学出版社，2004.

zhongzi yuan

中子源

（neutron source）　能发射中子的装置或物质。中子源可分成放射性中子源、自发裂变中子源、反应堆中子源及加速器中子源四类。

放射性中子源　利用放射性核素衰变时放出一定能量的射线，去轰击某些靶物质，产生核反应而放出中子的装置。主要基于两种核反应：（α，n）反应和（γ，n）反应。

（1）（α，n）中子源。常以铍（Be）作为靶核。放射性同位素 ^{226}Ra、^{210}Po、^{239}Pu 或 ^{241}Am 发射出的 α 粒子与铍靶核作用而产生中子。其特点是体积小、寿命长（半衰期最短的为 138.4d，其他都长达几百年以上）、γ 射线剂量率低（Ra-Be 源除外）。反应堆中常用其作起动中子源。

（2）（γ，n）中子源。也称光中子源。它常以铍或氘（D）作为靶核。γ 发射体常用 ^{124}Sb 等。发射的 γ 与靶核作用产生中子。反应堆内常用 Sb-Be 源，^{124}Sb 半衰期虽短（60.9d），但在反应堆内它通过可以 ^{123}Sb 受中获得补充。现在很多核电厂采用 ^{124}Sb 作次级中子源。

自发裂变中子源　一些重核素都能自发裂变放出中子。但一般自发裂变概率小，适宜于作中子源的只有^{252}Cf。其特点是体积小，且放出中子的能谱近似于裂变中子谱。现在很多核电厂采用^{252}Cf作初级中子源。

反应堆中子源　利用易裂变核素（如^{235}U），在反应堆内形成自持链式裂变反应，不断地产生大量中子的装置。特点是中子注量率大，能量谱形比较复杂。

加速器中子源　利用各种带电粒子加速器，加速质子或氘等粒子，去轰击靶核而产生中子的装置。特点是可以在较宽的能区内获得单能中子。反应堆物理实验中所使用的小巧的脉冲中子源就是利用加速氘核粒子与氚靶发生（d，n）核反应获得中子的。它可以脉冲工作，也可以连续工作。当加速质子能量比较高，可以使一些重核素，如铅或铋等，产生散裂反应，一个质子能产生几个甚至几十个中子。利用散裂反应建造的中子源，称为散裂中子源，其源强可达10^{17}/s以上。散裂中子源已用于凝聚态物理（物质结构）等研究工作。用散裂中子源驱动次临界反应堆组成ADS系统，ADS系统用于嬗变核废料核素，已成为世界各国核能界开发研究的热点。

zhongshuidui anquan xitong

重水堆安全系统　(HWR safety system)　用以缓解重水堆核电厂事故后果而专门设置的工艺系统。在事故发生时，重水堆安全系统可快速停堆导出堆芯热量和限制放射性物质向环境释放。在CANDU-6型重水堆核电厂中，重水堆安全系统由控制棒停堆系统（第一停堆系统，见重水堆反应性控制装置）、液体注射停堆系统（第二停堆系统）、安全壳隔离系统、安全壳喷淋系统和应急堆芯冷却系统组成。其中，液体注射停堆系统、安全壳喷淋系统和应急堆芯冷却系统与压水堆核电厂相比，有明显特点。

液体注射停堆系统　当某些重要运行参数超过设计限值，而控制棒停堆系统又失效时，液体毒物将迅速自动注入排管容器内的慢化剂中，使反应堆停堆。该系统由毒物箱、氦气供给箱、注入管、取样罐、疏水箱和毒物混合箱等组成（见图1）。6个独立的立式毒物箱内充满规定浓度的硝酸钆重水溶液，并在箱体内设一个聚乙烯浮球，浮球位于箱顶部，系统处于备用状态。毒物注入时，由氦气供给箱来的高压氦气将毒物经6个注入管均匀地注入慢化剂中，实现快速停堆。当毒物箱中的毒物排空时，聚乙烯浮球落入箱底的球座上，起密封作用，防止高压氦气进入慢化剂而导致排管容器超压。毒物箱底部U形管管段上还设有电导率探针，通过取样泵和取样罐可测毒物中钆的浓度。当毒物浓度不能满足要求时，可将毒物混合箱中配置好的硝酸钆溶液输送到毒物箱中，而将不合格的溶液疏排入疏水箱。

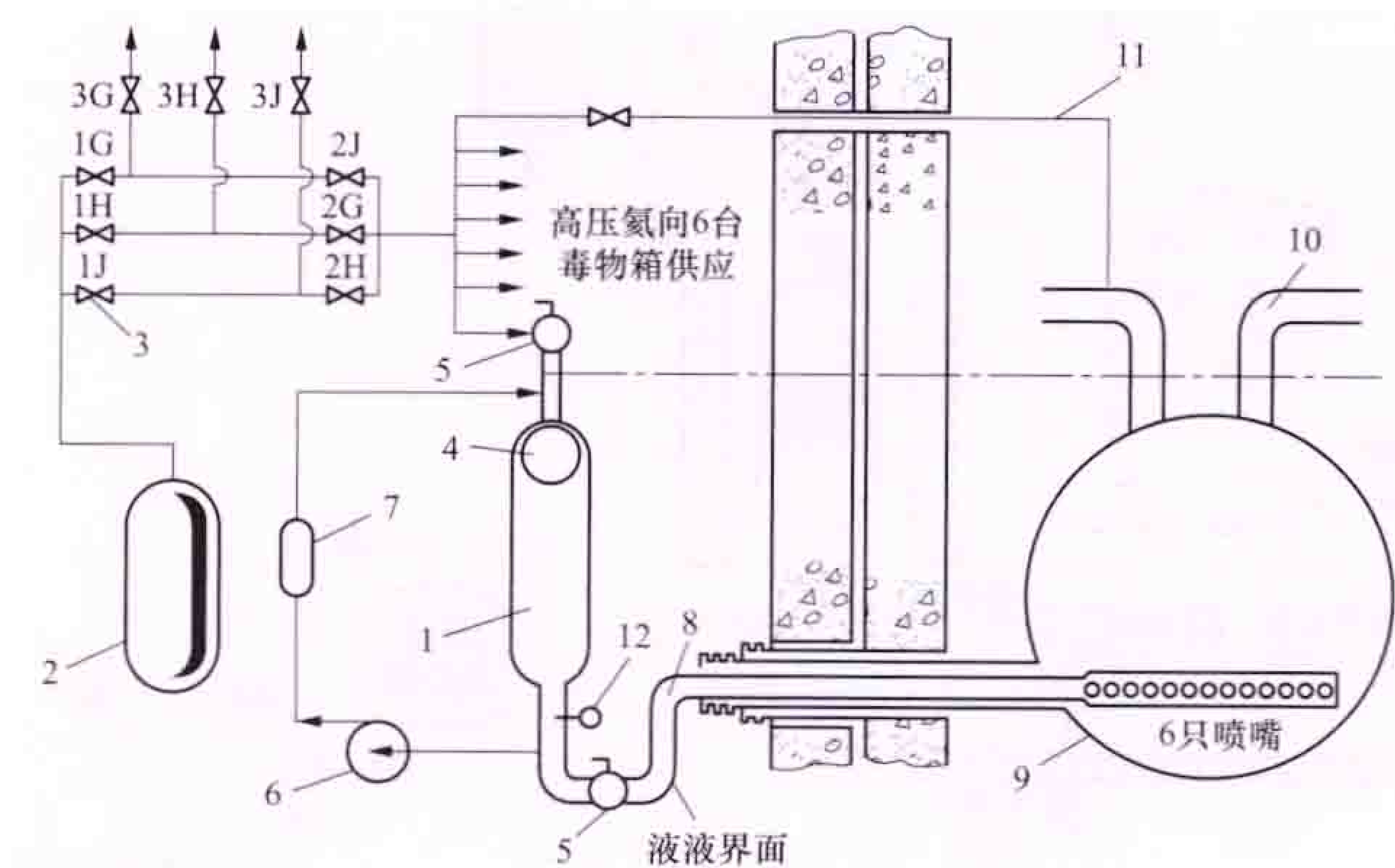


图1　液体注射停堆系统

1—毒物箱；2—氦气供给箱；3—快开阀；4—浮球；5—手动阀；6—取样泵；7—取样罐；8—慢化剂；9—排管容器；10—慢化剂覆盖气体；11—平衡管

安全壳喷淋系统　用于失水事故后降低反应堆厂房压力和温度，防止发生超压的系统。该系统设置在重水堆厂房穹顶上（见图2）。厂房为双穹顶，穹顶间是一个环形大水箱，其容量足以供喷淋和安全注射使用。在厂房内穹顶处设有6个独立的喷淋子系统，在水平面上各占1/6（60°角），喷淋范围覆盖了整个反应堆厂房。为了增加喷淋的覆盖面积和液滴在空中的延迟时间，增加传热效率，所有喷嘴的喷淋方向全部向上。提高喷淋效率的另一个措施是降低喷注水箱的水温，为此采用深冷水对喷注水箱进行冷却，始终保持其温度远低于正常运行时反应堆厂房的温度。该系统属非能动安全系统，当接到喷淋信号时，气动隔离阀可快速开启，水靠重力喷出。

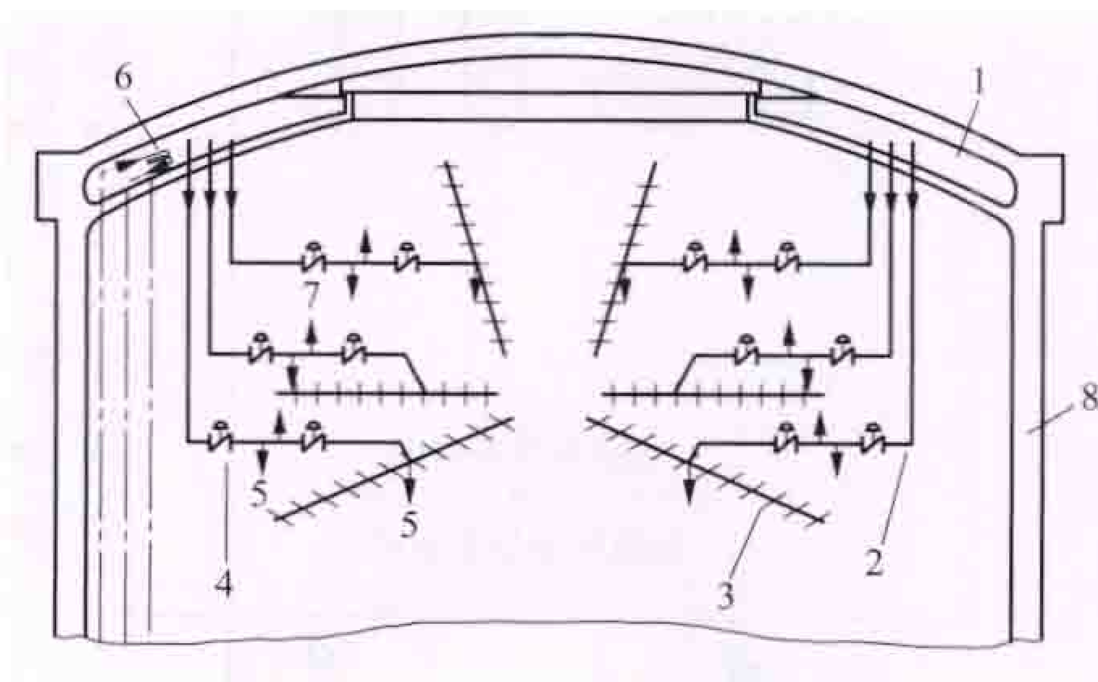


图2　安全壳喷淋系统

1—喷注水箱；2—下降管；3—喷淋管网；4—喷淋隔离阀；5—疏水管；6—冷却水管；7—排气管；8—反应堆厂房

应急堆芯冷却系统　在重水堆热传输系统发生失水事故时向堆芯注入轻水，导出堆芯余热和衰变热，以缓解事故后果的系统（见图3）。在热传输系统每条环路的出入口集管都设有应急堆芯冷却的注入口。在两根注入总管上各设一个爆破盘，它将重水与轻水实体隔离，防止正常运行期间反应堆冷却剂重水降级。该系统可分为高压注射、中压注射和低压注射三个阶段。高压注射用两个充满除盐水的高压水箱，在箱顶部通过两个常关气动阀与一个卧式高压气箱连接，气箱由在线空气压缩机和备用氦气瓶供气。平时该气箱保持高压，而水箱保持低压。高压注射管从水箱底部引出经两个并联的电动隔离阀连到爆破盘的上游。中压注射用喷注水箱，通过管道直接连到应急堆芯冷却泵的入口，两台100%容量的应急堆芯冷却泵（离心泵）中的一台投入运行，经两台100%容量的热交换器和两个并联的注射隔离阀连到爆破盘的上游管道。低压注射也经过应急堆芯冷却泵、热交换器注入到堆芯，不同的是它的水源是反应堆厂房地坑中温度较高的重水和轻水的混合水，用管道从地坑吸水到应急堆芯冷却泵的入口。

当收到应急堆芯冷却系统动作信号后，从高压气箱到反应堆各出入集管的所有常关隔离阀自动开启，高压气体加压水箱中的轻水使爆破盘爆破，然后轻水注入堆芯进行冷却。高压注射终止后，中压注射自动投入，喷注水箱的低温轻水

经应急堆芯冷却泵的唧送，继续注入堆芯进行冷却。中压注射终止时，低压注射自动投入，继续冷却。当堆芯温度已降得很低时，用应急堆芯冷却泵将混合液体输送到喷注水箱中。堆芯温度再升高时，靠自重将喷注水箱中的水注入堆芯冷却。

除上述安全系统外，CANDU-6 型重水堆核电厂还设置

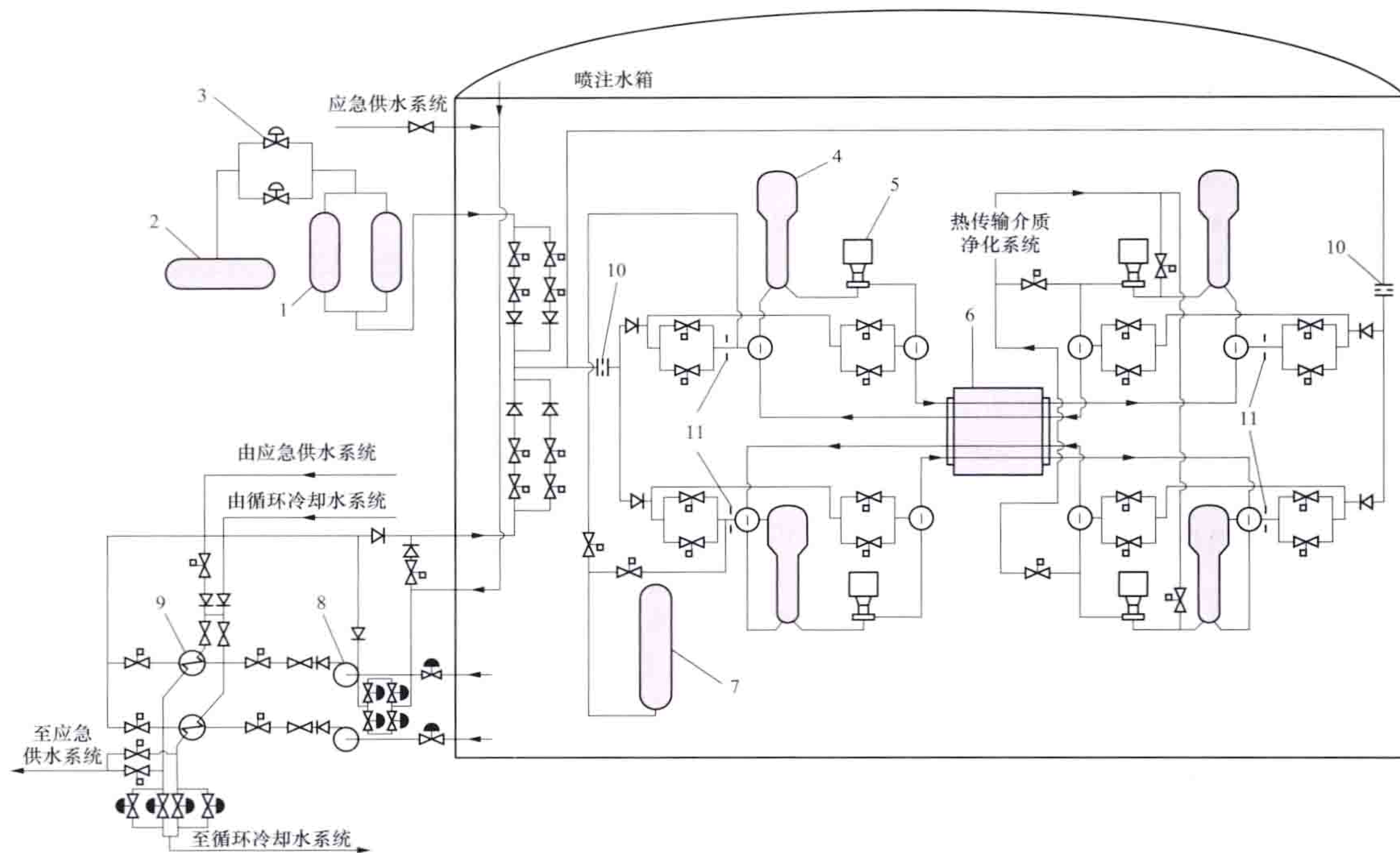


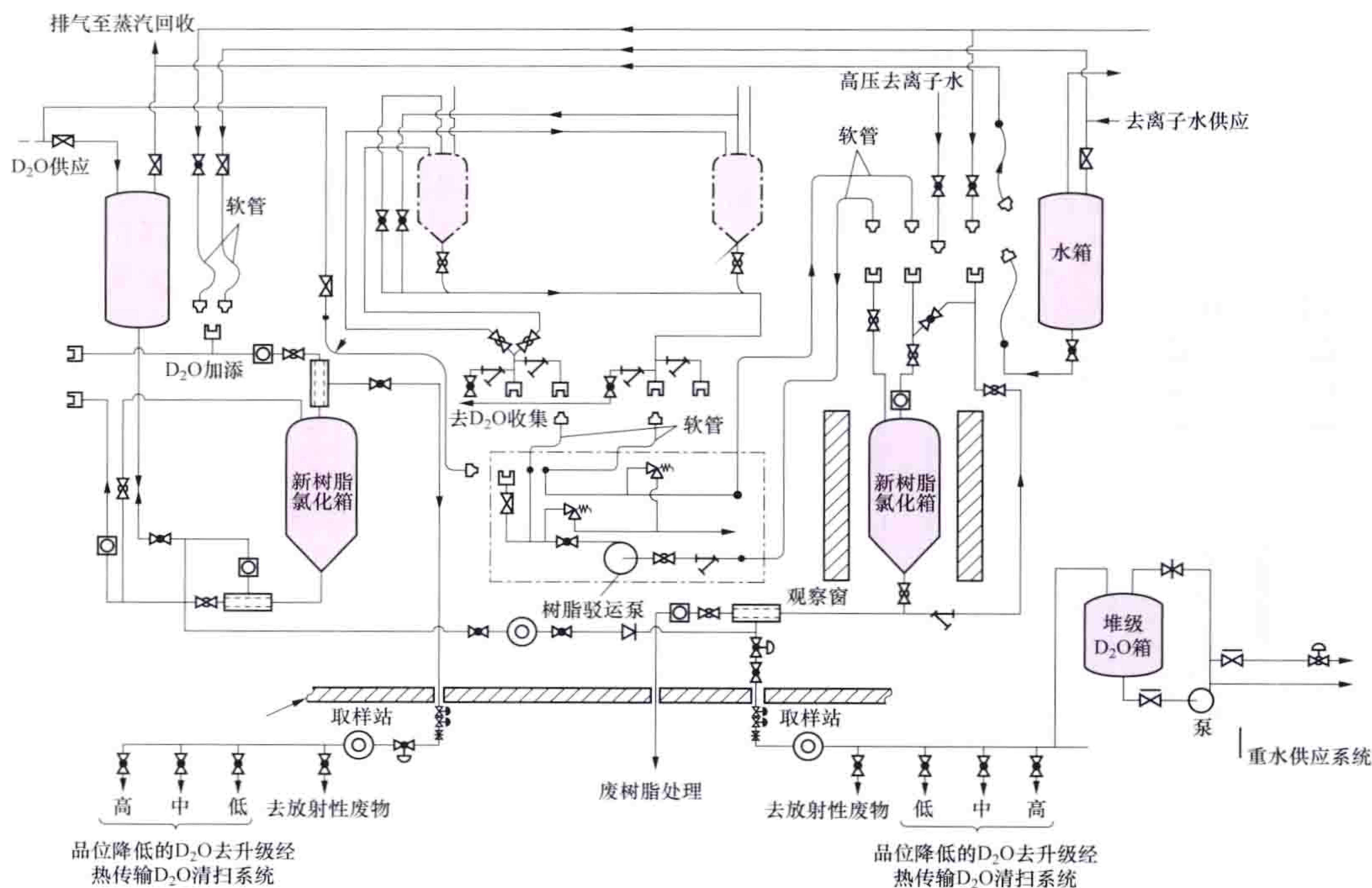
图 3　应急堆芯冷却系统

1—水箱；2—高压气箱；3—快开阀；4—蒸汽发生器；5—主热传输泵；6—排管容器；7—稳压器；8—应急堆芯冷却泵；9—热交换器；10—爆破盘；11—孔板

一些安全支持系统，为安全系统提供可靠服务，如应急水供应系统、应急电源、备用电源和仪表空气等安全支持系统。当热传输系统失水或蒸汽发生器失去给水时，应急水供应系统可为热传输系统或蒸汽发生器供水，也可为慢化剂热交换器或应急堆芯热交换器供水。在秦山第三核电厂每台机组设置 2×8400kW 备用柴油发电机组，用于在Ⅳ级工况可中断（长时间）交流电源母线（厂用工作母线）失电或核电厂发生失水事故后，在 30s 内快速起动，达到空载额定转速，在Ⅲ级工况短时中断交流电源母线（安全母线）失电时，自动合闸、向Ⅲ级工况母线供电，按既定的程序自动带载，向专设安全设施设备供电。

zhongshuidui daohua he chudao xitong　603090

重水堆氘化和除氘系统　（HWR deuteration and de-deuteration system）　为热传输介质净化系统离子交换器中的新树脂进行氘化和对废树脂进行除氘，以满足重水（D_2O）的净化和废树脂处理要求的系统。重水在净化处理过程中，由于新树脂中含有 75% 的轻水，进入重水净化离子床以前，先要除去轻水，这个过程称为氘化。氘化是将一个重水箱的重水不断流过新树脂氘化床，逐步用重水置换出轻水，重水净化过程完成后，再由驳运系统将氘化后的新树脂运送到净化系统的离子床中使用。除氘则相反，用过的废树脂中含有重水，重水必须回收。除氘是将去离子水箱中的水不断流过废树脂的除氘床，将轻水取代重水的过程。除氘完成后，由高压去离子水将废树脂冲到废树脂处理系统。重水堆氘化和除氘系统见图。氘



重水堆氘化和除氘系统

化和除氘过程中品位降低的重水要经过升级处理回收。

zhongshuidui fanyingxing kongzhi zhuangzhi

重水堆反应性控制装置 （HWR reactivity control unit） 对重水反应堆进行控制、停堆和功率测量的系统。在CANDU型重水堆中，反应性控制装置不仅包括反应性调节装置和安全停堆装置，还包括反应堆功率（注量率）测量装置。反应性调节装置包括液体区域控制装置、调节棒装置和机械控制吸收棒装置；安全停堆装置包括第一停堆系统中的停堆棒装置和第二停堆系统中的液体注射停堆装置；反应堆功率（注量率）测量装置包括注量率探测器装置和电离室装置。

液体区域控制装置 位于反应性控制机构平台和排管容器底部之间的垂直管状构件。重水堆堆芯分隔成14个舱室，舱室中可充以所需水位的轻水。每个舱室各有4根管子，其中2根管子用于轻水的流进和流出，另2根管子用于覆盖气体氦的流进和流出。舱室中的水位由氦泡系统来测量，并通过水入口处的控制阀来控制，如图1所示。

由于轻水在重水堆中是一种中子吸收物，因此，改变舱室中的轻水量就可以控制各区域中的反应性和中子注量率，

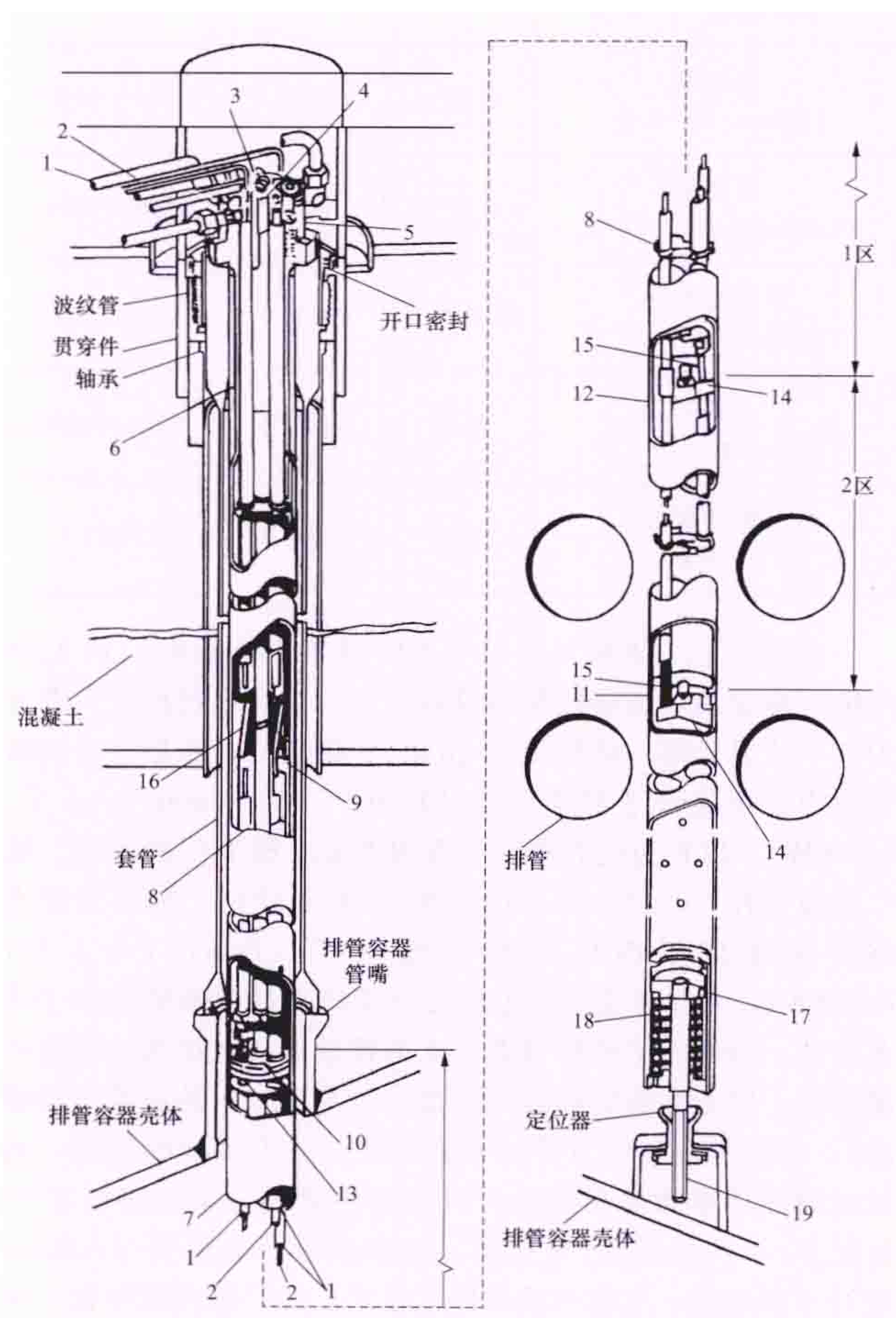


图1 液体区域控制装置（图上显示两个区域组件）

1—水；2—氦气；3—螺母；4—挤压式垫圈；5—接线板；6—屏蔽塞；7—区域控制管；8—水和氦气管；9—氦起泡波纹管；10—水进口；11—舱壁；12—挡板；13—氦出口；14—氦进口；15—水出口；16—氦平衡波纹管；17—键；18—弹簧；19—定位器螺纹

包括控制堆芯氙振荡。

调节棒装置 在CANDU-6型堆中共有21个，每个由1根调节棒、1根垂直导向管及导向管的延伸部分、套管、屏蔽塞和1台驱动机构组成。调节棒的吸收体由薄壁不锈钢管和中央的不锈钢补偿棒构成。调节棒悬挂于不锈钢丝绳上，由驱动机构驱动调节棒的升降或在堆芯中保持不动；主要用于调节堆芯功率分布、氙中毒的补偿和换料机不可利用时的燃料燃耗补偿。

机械控制吸收棒装置 与停堆棒装置的结构基本相同，所不同的只是吸收棒装置中没有加速弹簧和棒位即时指示器（见图2）。当液体区域控制系统调节能力不适应，提供快的反应性变化速率或更大的停堆深度，或希望快速降功率又不致停堆时，就使用机械控制吸收棒装置。

停堆棒装置 由不锈钢管包覆的管状镉吸收棒、垂直导向管、屏蔽塞、棒位即时指示器和1台驱动机构组成，如图2所示。停堆棒装置在紧急情况下由停堆逻辑线路触发，使镉棒迅速插入堆芯，实现停堆。

停堆棒悬挂于驱动机构绞轮的不锈钢丝绳上，驱动机构安装于套筒管顶部的反应性机构平台的上方。绞轮经过自锁齿轮组由电磁摩擦离合器与电动机联轴。当离合器由紧急停堆信号解开时，释放绞轮，停堆棒在重力作用下掉落，且由一个压缩弹簧赋予一个小的加速度。停堆棒落至全行程时，被驱动机构内的旋转水力阻尼器所制动。当离合器由紧急停堆消除信号通电合上时，停堆棒由驱动机构的绞轮提升。停堆棒的位置由绞轮上的旋转电位计测量。停堆棒装置还设有一个棒位即时指示器，直接监测停堆棒位置。在反应堆寿期内，驱动机构设计的循环次数为2000次。

由垂直配置的开孔锆合金导向管为停堆棒的升降和掉落提供导向。导向管安装在靠近排管容器壳体顶部的套管底端，并紧固在排管容器底部的定位器上。

液体注射停堆装置 堆内部分包括堆内注射管嘴、注射管、套筒管及排管容器堆腔室壁的贯穿件等，堆外部分包括钆压力容器（毒物箱）、加压氦供应箱、毒物混合箱、疏排箱、阀门和管道等。该装置可直接向排管容器中的重水慢化剂注入吸收中子的硝酸钆溶液，使反应堆迅速停堆。注入硝酸钆溶液的动作由第二停堆系统的信号触发，其触发整定值通常要定在第一停堆系统首先动作失效后再触发。

注量率探测器装置 共33个，垂直的26个，水平的7个。每一个装置包含一个注量率探测器组件和一个导向管组件。导向管中插有12个锆合金竖管，其中11个竖管用以插入直线单体更换式自给能探测器，第12根竖管备用作移动式注量率探测器，它是一个外径为3.0mm、长25mm的微型裂变室。

电离室装置 有两类：一类是快响应铂探测器，对中子和γ注量率敏感；另一类是慢响应钒探测器，只对中子注量率敏感。注量率探测器组件连同封套管是在工厂里组装的。

反应堆内装有垂直的和水平的注量率探测器装置。每个水平探测器装置只有快响应的安全探测器，其信号送到第二

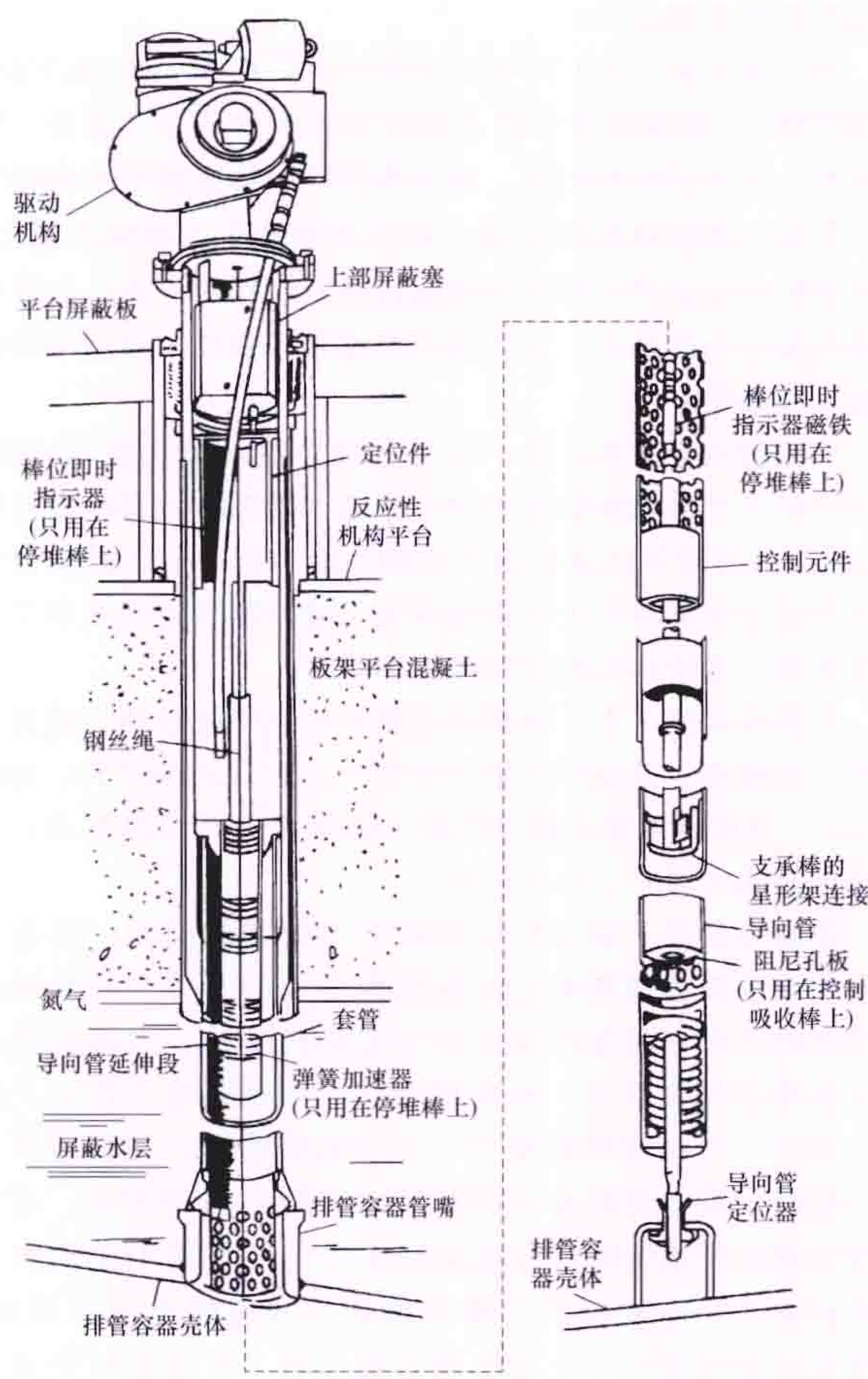


图2　停堆棒和控制吸收棒装置

停堆系统。垂直探测器装置将快响应安全探测器信号送到第一停堆系统，另有快响应的信号送到反应堆功率调节系统。此外，垂直探测器还装有大量的慢响应钒探测器，其信号输送到注量率绘图系统，绘制注量率分布图，供燃料管理及刻度快响应的铂探测器之用。

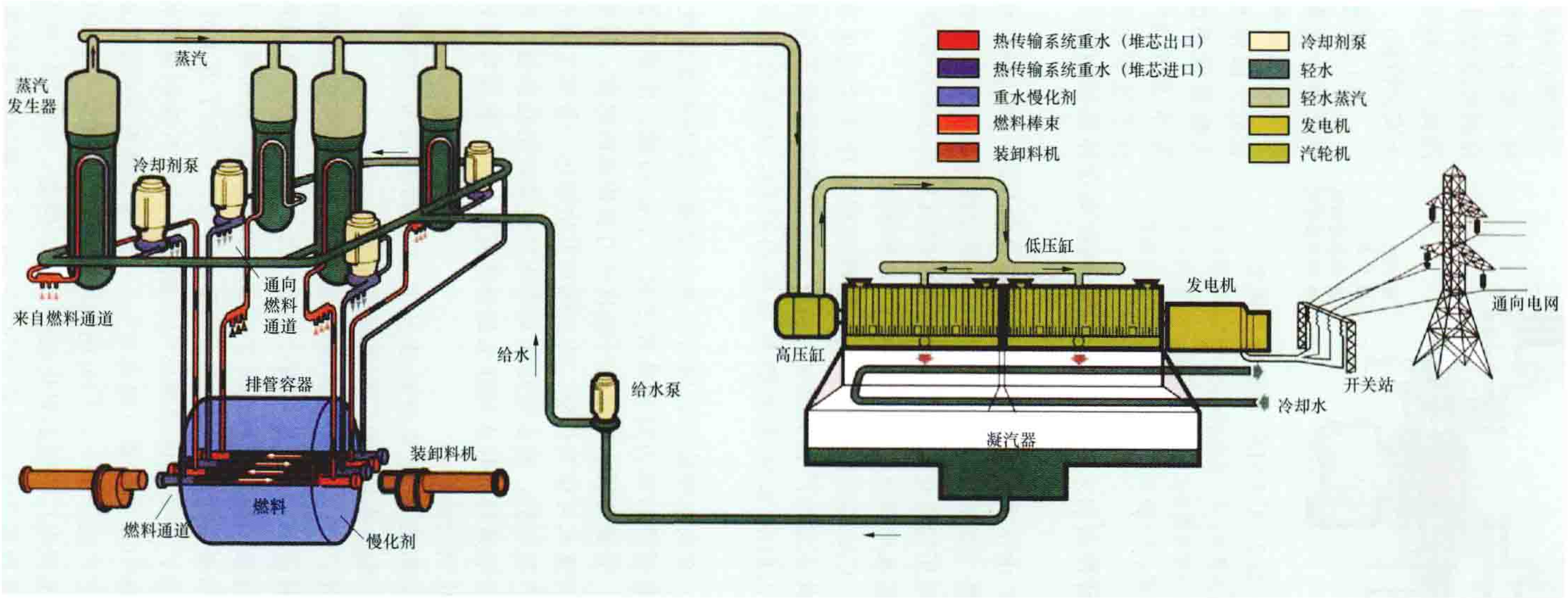
zhongshuidui hedianchang

重水堆核电厂　(heavy water reactor nuclear power plant, HWR NPP)　以重水堆为动力源的核电厂。重水堆是以重水作慢化剂的反应堆。重水的中子吸收截面小，慢化性能好，中子利用率高，故可以直接利用天然铀作核燃料。重水堆可以用重水或轻水作冷却剂，以轻水作冷却剂的重水堆核电厂有日本普贤核电厂（Fugen，165MW），以重水作冷却剂的重水堆又分为压力容器式和压力管式。压力容器式重水堆核电厂有阿根廷阿图查（Atucha 1&2，335MW 和 692MW）重水堆核电厂，但这两种堆型没有得到进一步的发展。世界上唯一得到广泛应用的重水堆核电厂，是加拿大开发和生产的 CANDU 型重水堆核电厂，其反应堆以重水作慢化剂和冷却剂，并以压力管代替压力容器，称为压力管式重水堆。CANDU 型重水堆核电厂建造的数量和装机容量占重水堆核电厂的绝大部分，表1所示为运行中的 CANDU 型重水堆核电厂。重水堆核电厂系统流程示意见图1。

表1　运行中的 CANDU 型重水堆核电厂

核电厂名称	国家	电功率(MW)	投运年份
皮克灵(Pickening) 1～4号	加拿大	515	1971～1973
KANUPP	巴基斯坦	125	1971
RAPP1	印度	203	1972
RAPP2	印度	203	1980
布鲁斯(Bruce) 1～4号	加拿大	848	1977～1979
莱普罗角(PointLepreau)	加拿大	633	1983
尖提利2号(Gentilly-2)	加拿大	638	1983
月城1号(Wolsoug-1)	韩国	638	1983
恩巴尔斯(Embalse)	阿根廷	600	1984
皮克灵(Pickening) 5～8号	加拿大	516	1983～1986
布鲁斯(Bruce) 5～8号	加拿大	860	1984～1987
达林顿(Darlington) 1～4号	加拿大	881	1989～1992
切尔纳沃达(Cernavoda) 1、2号	罗马尼亚	665×2	1996/2003
月城(Wolsong) 2～4号	韩国	688×2	1996/1999
秦山第三核电厂1、2号	中国	728×2	2003

发展简史　加拿大的 CANDU 型重水堆核电厂从1966年第一座原型堆道格拉斯角投运以后，其发展过程可大致分为三个阶段。第一阶段为20世纪70年代初，加拿大安大略省电力公司建造了四座皮克灵核电厂（Pickening 1～4号，515MW），以它为代表奠定了商用重水堆核电厂的基础。第二阶段是在20世纪70年代后期至80年代初，加拿大安大略省又续建了四座布鲁斯核电厂（Bruce 1～4号，848MW），它在皮克灵核电厂运行经验反馈的基础上作了许多修改，如取消了排管容器下面的排放罐，增加液体毒物停堆系统，以及在排管容器外增加一个充满轻水的容器（即堆腔），改进屏蔽和压力管的安装工艺、减少系统阀门等，适应了增加功率和提高核电厂可靠性的需要。第三阶段在20世纪80年代中至90年代初，加拿大原子能公司（AECL）通过不断改进、完善和采用先进技术，如厂房合理布置、采用计算机控制等，推动了以尖提利（Gentilly-2，638MW）为代表的 CANDU-600 级及布鲁斯（BruceB，860MW）900MW 级核电厂。CANDU-6 又在 CANDU-600 上作了改进，是世界上技术比较成熟的核电厂之一。韩国月城1～4号机组及罗马尼亚的切尔纳沃达（Cernavoda）1、2号机组均



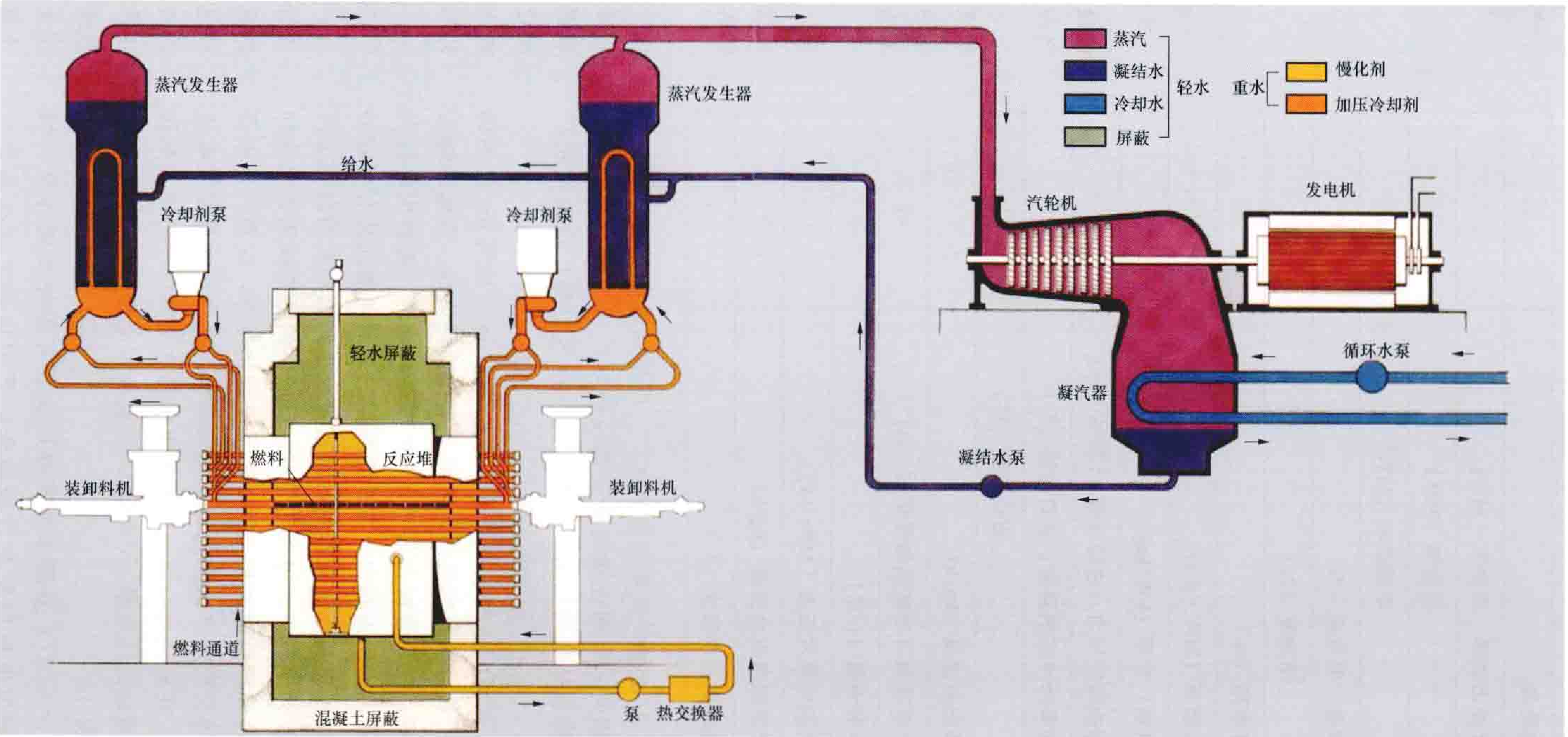


图1　重水堆核电厂系统流程示意图

采用CANDU-6型重水堆，中国秦山第三核电厂1、2号机组同样采用CANDU-6型，电功率为728MW，主要参数见表2。加拿大原子能公司正在研究开发CANDU-9型先进重水堆核电厂。

表2　秦山三期CANDU型重水堆核电厂主要参数

环路数目	2
设计输出功率：热功率（MW）	2158.5
总功率（MW）	728
净电功率（MW）	666
热效率：毛效率（%）	33.7
净效率（%）	30.9
设计寿期（年）	40
平均燃耗（MW·d/t）	7154
比（热）功率（kW/kg）	24.6
冷却剂运行压力（进口母管）［MPa（a）］	11.0
满功率时冷却剂温度：进口母管（℃）	266
出口母管（℃）	310
冷却剂总流量（kg/h）	2.77×10^6
重水总装量（冷却剂和慢化剂）（t）	467
重水补充量（t/年）	4.7
满功率时蒸汽压力［MPa（a）］	4.51
满功率时蒸汽总流量（kg/h）	3.72×10^6
满功率时给水温度（℃）	187

CANDU-6型重水堆核电厂　厂房布置与压水堆核电厂大致相同。以圆柱状安全壳即反应堆厂房为核心，在其周围围绕有核辅助厂房、燃料厂房、电气控制厂房及汽机厂房等。

CANDU-6型重水堆有一直径为7.6m、长约8m的不锈钢圆柱状排管容器组件，内盛重水作为慢化剂，容器两端为端屏蔽，在其管板上布置有380根燃料通道。燃料组件装入燃料通道的压力管中，在排管容器的上部和侧向装有相应的反应性控制装置，排管容器卧式安放在充满轻水的混凝土内衬钢板的堆腔中，构成反应堆。反应堆的裂变能用重水冷却并通过和燃料通道相连的冷却系统导出堆外，在蒸汽发生器中经热交换使二次侧的轻水变成蒸汽，蒸汽推动汽轮发电机发电。在蒸汽发生器一次侧的重水经热交换后，再经主热传输泵唧送回反应堆。CANDU型重水堆流程见图2，厂房布置见图3。

CANDU-6型重水堆核电厂设置有各种系统为反应堆和汽轮发电机组配套设施服务，其中包括重水堆热传输系统及各辅助系统、重水堆慢化剂系统及辅助系统、重水管理系统、重水堆安全系统、放射性废物处理系统，以及主蒸汽系统、主给水系统、冷凝水系统、循环冷却水系统等。

CANDU型重水堆核电厂设置两个冗余、独立、不同原理的停堆系统，一个独立的重水堆停堆冷却系统，两台独立的、位置分隔的柴油发电机组和两个控制室，可以防止重水堆核电厂发生事故，确保核电厂安全。

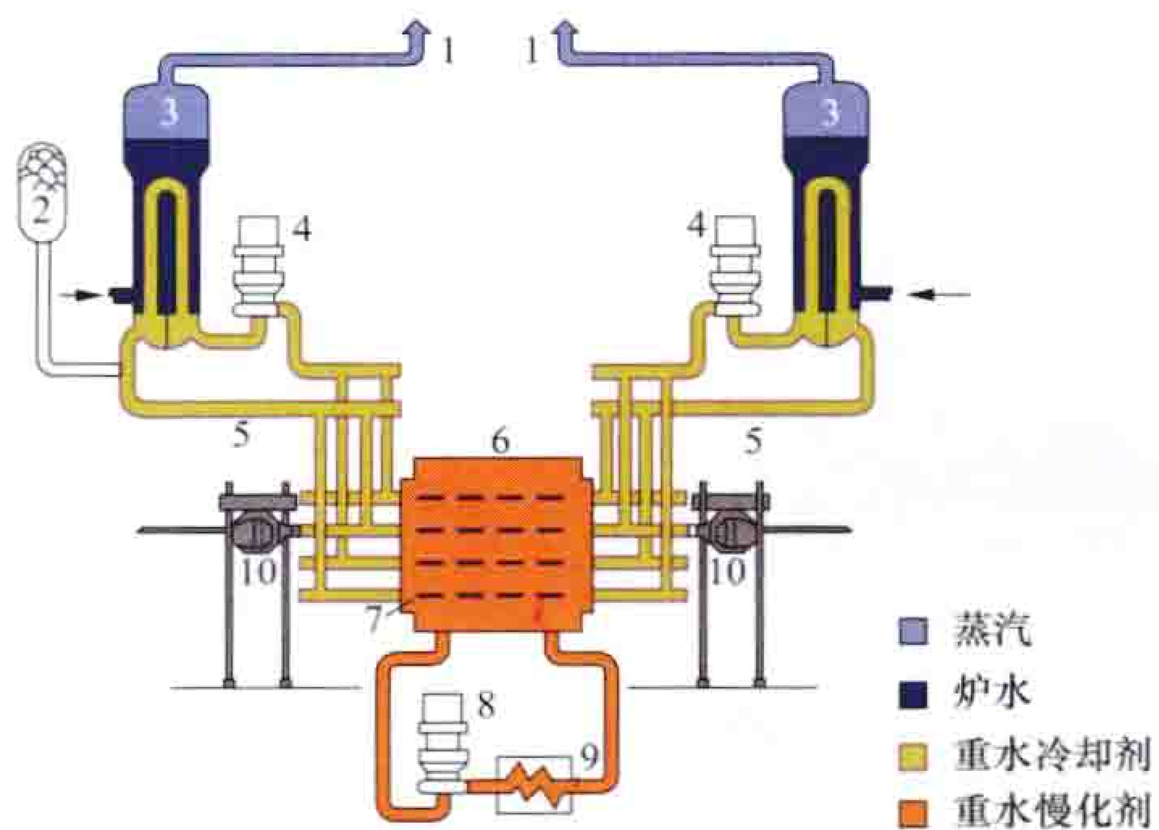


图2　CANDU型重水堆流程

1—主蒸汽管道；2—稳压器；3—蒸汽发生器；4—主泵；5—燃料通道；6—排管容器；7—燃料；8—慢化剂泵；9—慢化剂热交换器；10—装卸料机

安全特征　CANDU型重水堆由于采用天然铀作核燃料，重水作慢化剂和冷却剂，因此，具有如下安全特征：

（1）重水堆在整个寿期内剩余反应性较低，即使在主热传输系统失水事故时，由于过慢化的核设计特性而引入正反应性，它仍然在安全停堆控制能力之内。

（2）由于重水慢化剂和冷却剂是分隔开的，慢化剂工作温度较低（正常运行时为69℃），而反应性控制装置均放在低温、低压的慢化剂系统，因此使控制机构的可靠性提高，不会像压水堆核电厂那样可能产生弹棒事故。

（3）CANDU型重水堆燃料组件在轻水中不会发生临界，因此在发生严重事故时，从安全壳顶部应急堆芯冷却系统注入的轻水可确保燃料组件的冷却，且不会重返临界。

（4）在失水事故时若同时发生应急堆芯冷却系统失效，由于燃料通道的压力管和排管之间有1cm间隙，排管容器中低压、低温的重水慢化剂可吸收压力管传来的热量，排管容器中的重水可作为热阱，防止燃料发生融化。若发生燃料融化的严重事故，重水慢化剂又不能完全吸收融化热量，堆腔内作为屏蔽用的轻水同样也起到热阱的作用，吸收堆芯碎片和慢化剂的余热。

由于所设置的安全系统及其自身固有的安全特性，CANDU型重水堆核电厂有很好的安全性。

此外，CANDU型重水堆核电厂反应堆采用多根卧式压力管燃料通道，在反应堆满功率运行时，利用两台自动装卸料机进行连续换料，可以减少核电厂停堆时间，从而提高了核电厂的可利用率。CANDU型重水堆核电厂除了发电外，若有需要，它还可以利用钴^{59}Co调节棒代替不锈钢调节棒生产大量^{60}Co同位素（见核素）。一台电功率为700MW的机组可年产约1.11×10^{17}Bq的^{60}Co同位素。因此，CANDU型重水堆核电厂的优点是比较突出的。但是，CANDU型重水堆排管容器的压力管寿命为25年，运行期间必须更换，更换技术复杂，辐射剂量大、停堆时间长；另外，重水十分昂贵，初装量大、一台700MW级核电厂的初装量需要450t左右重水，且每年还需补充0.5%以上。这就要求重水的泄漏或损失要尽量小，要采取回收措施，从而增加了核电厂系统的复杂性。且因重水受辐照后生成氚，要尽可能采取措施，避免氚逸出而污染环境。

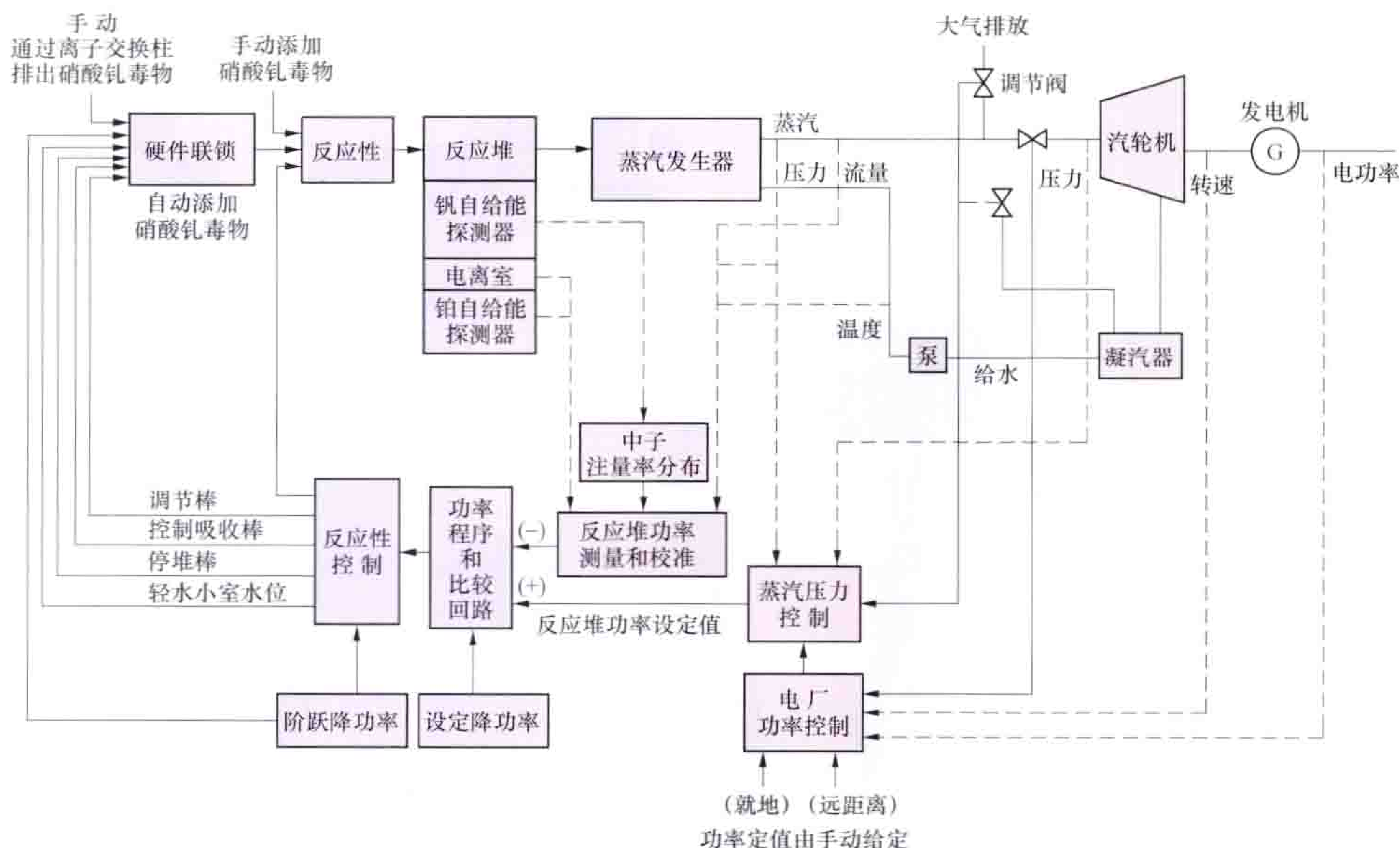


图3　重水堆核电厂厂房布置

1—柴油机房；2—水处理厂；3—高架起重机大厅；4—汽轮机厂房；5—汽轮机厂房起重机；6—发电机；7—凝汽器；8—蓄电池室；9—蒸汽发生器给水器；10—除氧器水箱；11—除氧器；12—反应堆厂房；13—喷淋水箱；14—喷淋水供水管；15—喷淋水控制阀；16—喷淋水喷嘴；17—蒸汽管道；18—蒸汽发生器；19—稳压器；20—反应堆厂房起重机；21—热传输泵；22—泄放冷凝器；23—泄放冷却器；24—进出通道；25—反应堆坑室；26—卸压管；27—反应性机构平台；28—反应性机构导向管；29—排管容器；30—毒物注射喷嘴；31—毒物箱；32—电离室；33—燃料通道组件；34—端屏蔽；35—集管；36—输水管；37—装卸料机桥架；38—装卸料机桥架支柱；39—装卸料机；40—装卸料机悬链装置；41—燃料通道终端部件；42—蒸汽发生器支柱；43—输水管保温舱；44—装卸料机坑室门；45—端屏蔽冷却；46—装卸料机钢架轨道；47—慢化剂入口管；48—新燃料转运机；49—新燃料通道；50—装卸料机辅助通道；51—演习设施；52—乏燃料通道；53—乏燃料升降机；54—乏燃料区入口；55—空气闸门；56—起重机；57—乏燃料装运区；58—乏燃料装卸区；59—乏燃料池构架；60—乏燃料池；61—乏燃料转运筐；62—乏燃料转运车；63—乏燃料储存筐；64—装卸料机维修区；65—去污室；66—新燃料储存；67—工具仓库；68—蒸汽回收设备；69—办公室；70—控制室；71—控制设备室；72—计算机房

zhongshuidui kongzhi

重水堆控制 （heavy water reactor control） 使重水堆的状态参数维持在运行工况规定范围内，或改变重水堆的状态参数使其达到给定范围的技术。重水堆分压力壳式重水堆和压力管式重水堆（见重水堆核电厂）。压力壳式重水堆控制与压水堆控制大致相似；压力管式重水堆（以CANDU-6型重水堆为例）控制则在某些方面与压水堆控制差别较大。压力管式重水堆停堆系统除通过断开停堆棒离合器使其落入堆芯的第一停堆系统外，还有多样化的第二停堆系统，利用氦气压力使储存在毒物箱内的硝酸钆毒物注入排管容器内的重水慢化剂中。压力管式重水堆控制主要包括：①反应性控制；②功率调节；③降功率控制；④中子注量率分布展平控制。



重水堆功率调节系统原理

反应性控制 重水堆反应性控制方式有：①提出停堆棒；②调节4根控制吸收棒在堆芯中的位置；③使控制吸收棒的离合器断开后又吸合，快速插入堆芯一段距离；④调节调节棒在堆芯中的位置；⑤调节堆芯内的14个轻水小室的水位高度；⑥在重水慢化剂中自动或手动添加硝酸钆毒物；⑦通过离子交换柱手动排除重水慢化剂中的硝酸钆毒物。

功率调节 由设置在反应堆四周的电离室和位于堆芯的铂自给能中子探测器（见中子探测器、堆芯中子注量率测量）测量反应堆功率，由位于堆芯各分区内的钒自给能中子探测器测量反应堆堆芯各区的功率，并通过蒸汽发生器出口蒸汽流量、压力和给水温度信号测得反应堆输出的热功率，与功率设定值比较求得偏差，用以进行反应性控制，调节反应堆功率达到设定值，同时使慢化剂中的毒物含量、调节棒和控制吸收棒的位置、堆芯内各轻水小室的水位高度和堆芯中子注量率分布都满足运行要求。图示为重水堆功率调节系统原理。当核电厂按“机跟堆”模式运行时，反应堆的功率设定值由手动给定。当核电厂按“堆跟机”模式运行时，反应堆的功率设定值由汽轮机调节阀出口蒸汽压力控制。由于汽轮机负荷的变化反映在调节阀后蒸汽压力的变化上，因此通过蒸汽压力控制回路给出相应于汽轮机负荷的反应堆功率设定值，可以实现负荷跟踪，使反应堆功率与汽轮机负荷一致。系统响应时间约15s，其中一回路时间延迟6～7s，二回路时间延迟7～8s。为加速重水堆功率系统的调节过程，可引入蒸汽压力变化率，作为动态补偿信号。

降功率控制 在核电厂出现运行故障时，可通过调节系统以较慢的速度设定降功率。当汽轮机脱扣时，可设定降功率至满功率的60%；也可通过控制四根控制吸收棒离合器断开后又吸合的时间以控制落棒距离进行阶跃降功率，当一台主泵脱扣时，可阶跃降功率至满功率的1%，降功率功能可以减少反应堆停堆次数。在甩负荷导致一回路和二回路之间的能量失配时，可将主蒸汽往凝汽器排放或往大气排放。

中子注量率分布展平控制 根据布置在堆芯每个分区内的钒自给能中子探测器信号或每个堆芯分区内的燃料管道冷却剂出口的平均温度，分别调整相应分区内用以进行反应性区域控制的控制吸收棒插入堆芯深度或轻水小室的水位高度，以展平堆芯中子注量率分布，使各堆芯分区的燃料管道冷却剂出口平均温度都在给定范围以内。流出堆芯各分区轻水小室的流量基本上为常数，通过调节进水阀门的开度调节轻水小室的水位高度。

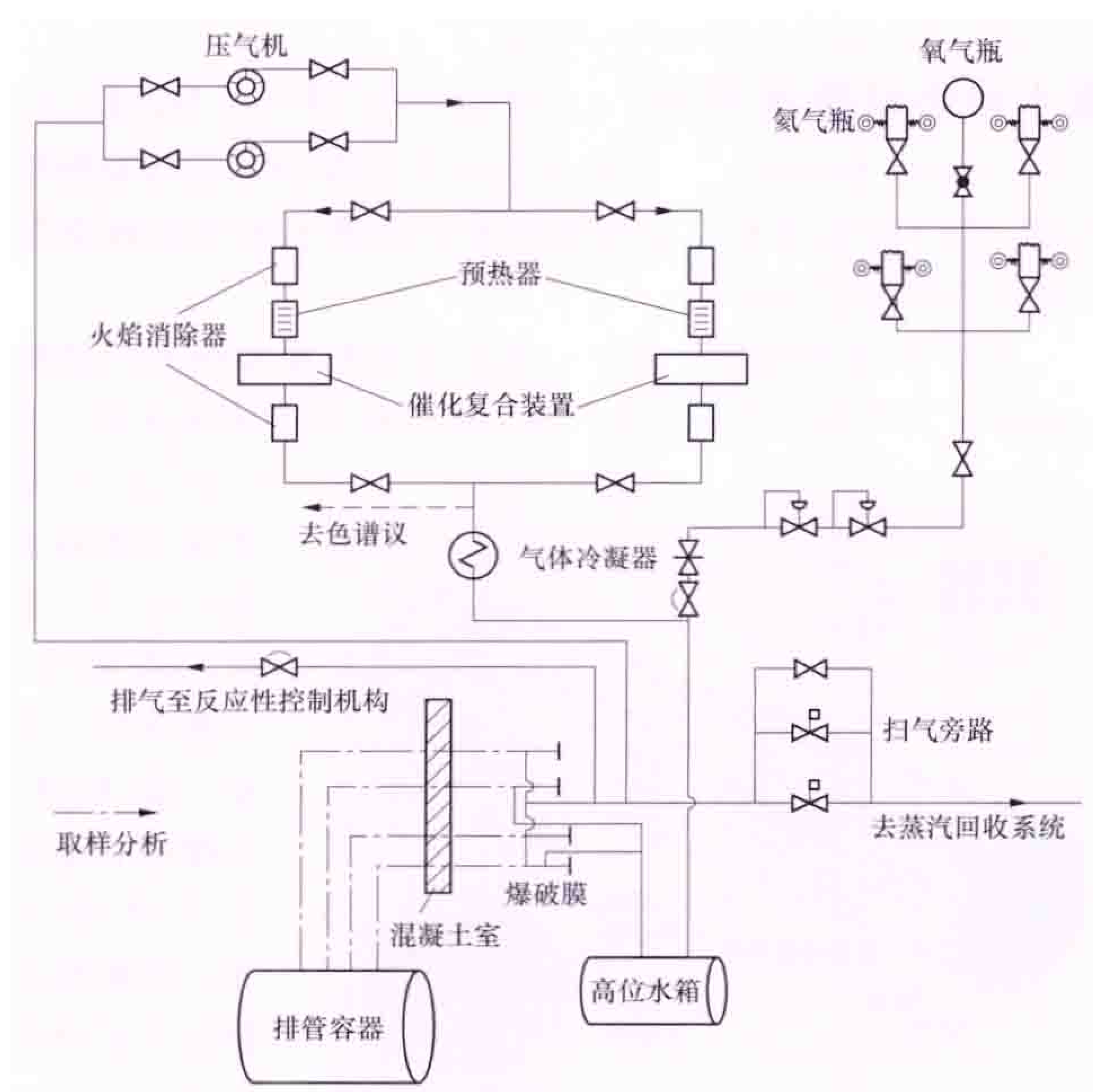
与压水堆核电厂相似，压力管式重水堆核电厂同样设有一回路压力控制系统、蒸汽发生器水位控制系统、蒸汽排放控制系统、汽轮机调节系统等。

压力管式重水堆核电厂的控制比较复杂，一般采用计算机系统直接进行数字控制。上述反应性控制系统、功率调节系统等控制均以软件实现。为了提高可靠性，计算机系统的配置都是冗余的，出现故障时可自动从工作计算机无扰切换至热备用计算机。

zhongshuidui manhuaji fugai qiti xitong

重水堆慢化剂覆盖气体系统 （HWR moderator cover gas system） 采用氦气用于保护重水不被空气氧化，除去由辐照产生的氘、氧和氮混合气体的系统。氦气为惰性气体，覆盖在慢化剂的自由液面上，可隔离空气，减少氧气进入慢化剂，从而防止系统被腐蚀。慢化剂经辐照生成的氘和氧可扩散到系统中，形成氘、氧和氮的混合气体。当氘的浓度增高时，可通过该系统扫除。在排管容器中，正常的氘浓度小于2%，但也可能由于失控而使氘的浓度超过2%。氦气覆盖系统连续扫气，使氘、氧经复合器合成为重水，然后返回重水高位水箱中去。该系统也可为液体毒物注射停堆系统和反应性控制机构等提供氦气和保持压力平衡。

重水堆慢化剂覆盖气体系统（见图）由两台100%容量的水环式压气机（正常工况时，一台工作，另一台备用）、两台100%容量的用钯作催化剂的复合器、预热器、火焰消



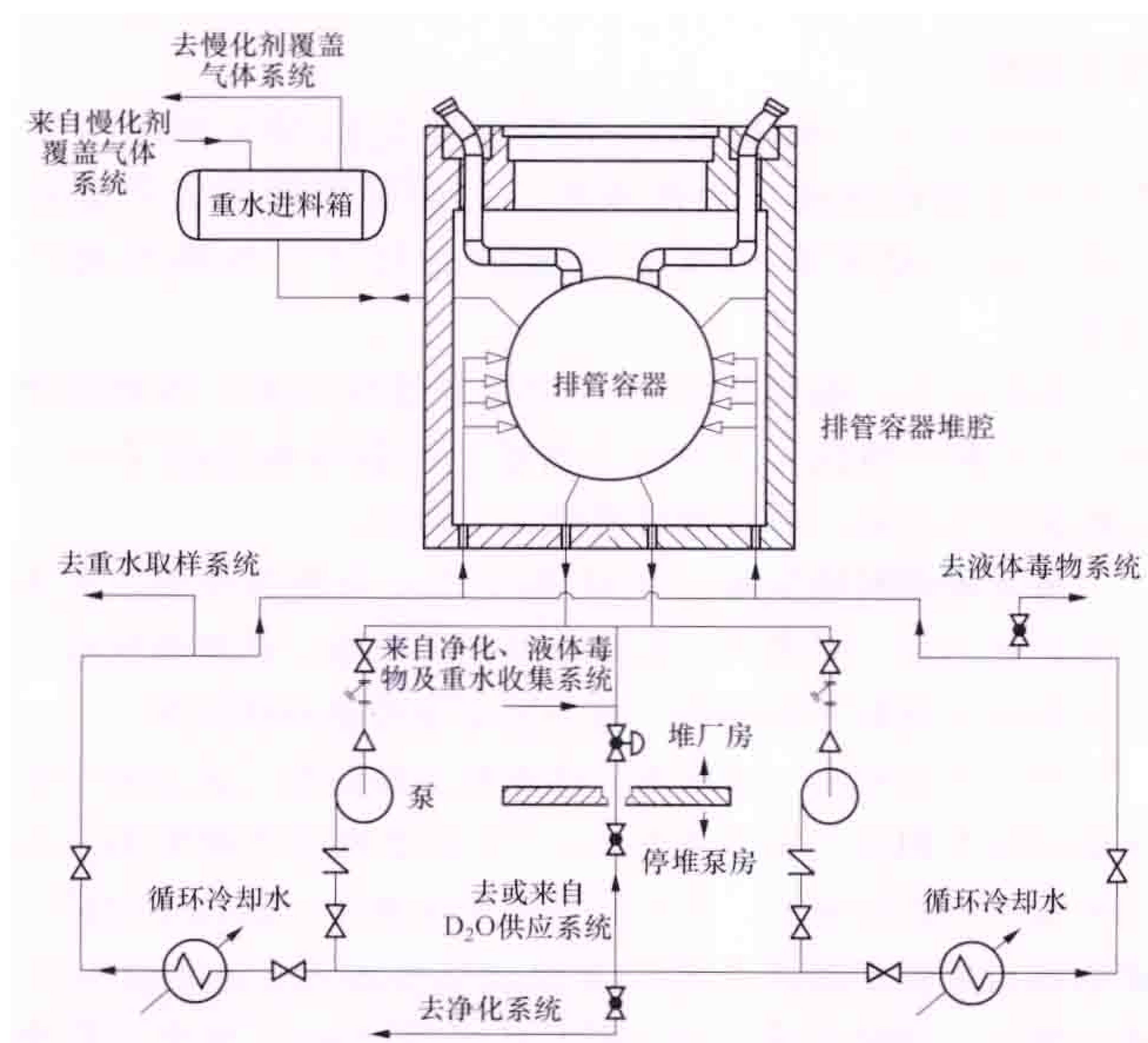
重水堆慢化剂覆盖气体系统

除器、冷凝器，以及相应的阀门和管道等组成。该系统和核电厂设置的氧气瓶和氦气供应站相连，以提供氘、氧复合的氧气，氦气则直接经阀门充入覆盖气体系统。

zhongshuidui manhuaji xitong

重水堆慢化剂系统 （HWR moderator system）

主要功能为：①将高能中子慢化成热中子；②排出中子慢化过程中产生的热量；③将硼酸或硝酸钆溶解到慢化剂重水中以控制反应性；④在核电厂失水事故并且应急堆芯冷却系统失效时作为反应堆的一个热阱。由于要保持慢化剂始终处于较低温度，设置了重水循环冷却系统，也称为慢化剂主系统，它由两台100%容量的慢化剂泵（一台工作、另一台备用），两台50%容量的热交换器，以及进料箱、阀门、管道等组成（见图）。重水自排管容器的底部吸取，由泵输送到两台热交换器冷却，会合后经排管容器水平中分面两侧的8个管嘴注入排管容器。重水进料箱位于排管容器上方，在慢化剂温度波动时，维持容器的水位大致不变。



慢化剂主系统

为了保证慢化剂主系统正常运行，还设置有重水净化系统、重水堆氚化和除氚系统、液体毒物添加系统、重水供给和取样系统、重水收集系统，以及重水堆慢化剂覆盖气体系统等辅助系统。

zhongshuidui paiguanrongqi zujian

重水堆排管容器组件 （HWR calandria）

重水堆的一个重要组件，由排管容器、两个端屏蔽、两个端屏蔽支承、两个预埋环和为端屏蔽及排管容器腔室提供冷却的内部管道组成。排管容器组件为一个整体多舱室结构，容纳重水慢化剂和反射层、燃料通道组件及反应性控制装置，与其他辅助系统一起完成热传递、慢化中子、容纳慢化剂覆盖气体、屏蔽和冷却压力管及排管间的环隙气体，以及实现反应性调节和停堆等功能。

排管容器由一卧式分段圆柱状外壳、两端的排管容器管板和内部的数百根排管组成。两端的排管容器管板、排管和排管容器外壳构成慢化剂的压力边界（见图1）。

排管容器外壳由中间的主壳体和两端直径较小的亚壳组成，主壳和亚壳之间用两个环形板并通过焊接构成整体。环形板的柔性，补偿了壳体和排管之间的热膨胀差。排管容器壳体材料采用奥氏体不锈钢（见图2）。

排管由中子吸收截面小和抗腐蚀性良好的锆-2合金管制成。排管在容器中按正方形排列，形成圆柱状栅格矩阵，贯穿于整个容器。排管端部与不锈钢插套一起用胀接和排管容器管板连接。燃料通道组件插入排管中，并借助每个燃料通道的四个弹簧定位圈将压力管定位于排管中心位置。排管与压力管之间有一个环形气隙，可减少燃料通道传到慢化剂中的热量损失。

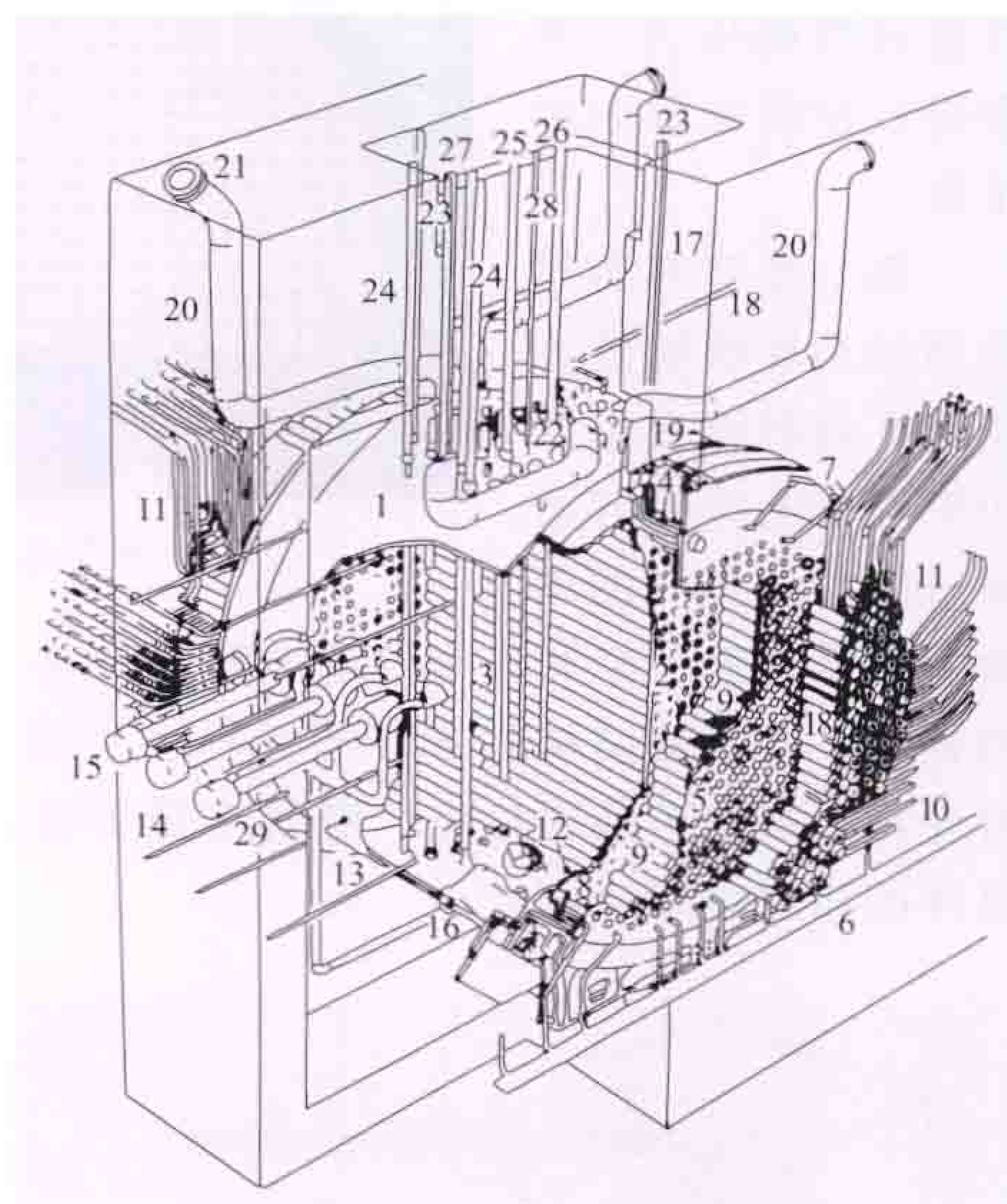


图1 重水反应堆

1—反应堆排管容器；2—排管容器侧管板；3—排管容器管道（排管）；4—预埋环；5—装卸料机侧管板；6—端部屏蔽栅格管；7—端部屏蔽冷却管；8—入出口过滤器；9—压力管；10—端部配件；11—冷却剂支管；12—慢化剂出口；13—慢化剂入口；14—水平注量率探测装置；15—电离室；16—地震限制器；17—排管容器室墙；18—通向慢化剂顶部膨胀箱；19—屏障式屏蔽板；20—压力释放管；21—爆破盘；22—反应性控制装置管嘴；23—窥视孔；24—停堆棒装置；25—调节棒装置；26—机械控制吸收棒装置；27—区域控制装置；28—垂直注量率探测装置；29—液体注入停堆装置接管

排管容器管板由奥氏体

不锈钢制成。两块管板分别焊接在排管容器外壳的两端，与端屏蔽是共有的。

反应性控制装置的导向管贯穿于排管容器，在排管之间穿过，直到排管容器对面的外壳内壁上的定位器内锁定。反应性控制装置的重量由焊接在排管容器外壳管嘴上的不锈钢套筒支承。对于垂直的反应性控制装置，其套筒管延伸到反应性控制平台。对于水平的反应性控制装置，其套筒管延伸到堆腔室边墙。套筒管将反应性控制装置与排管容器堆腔室的轻水隔离。

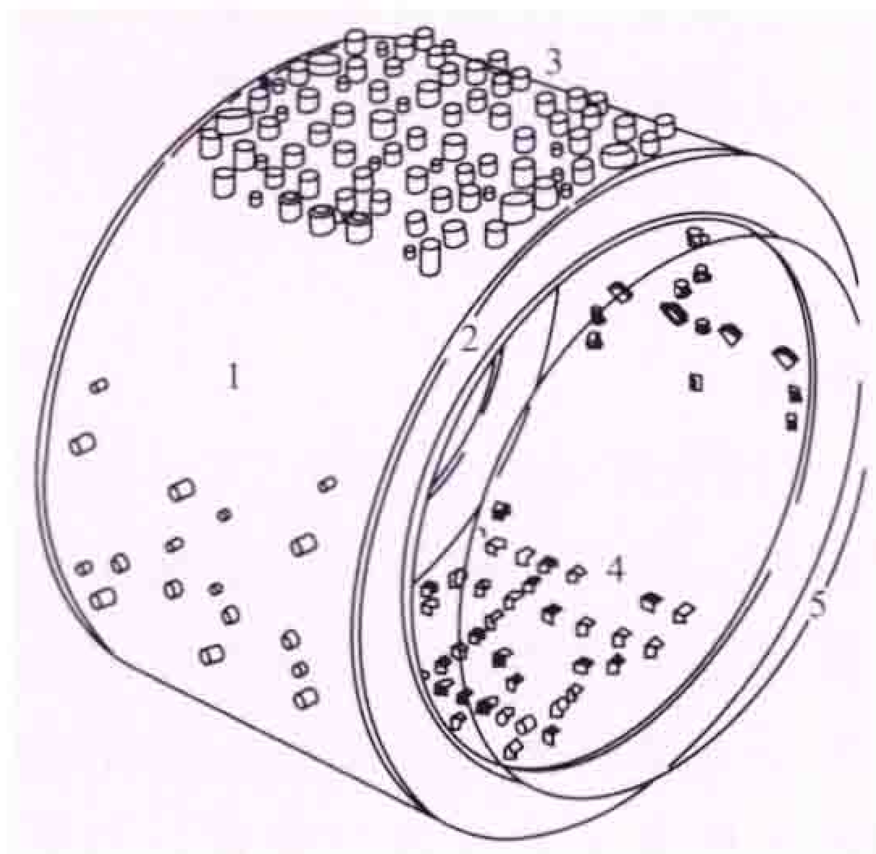
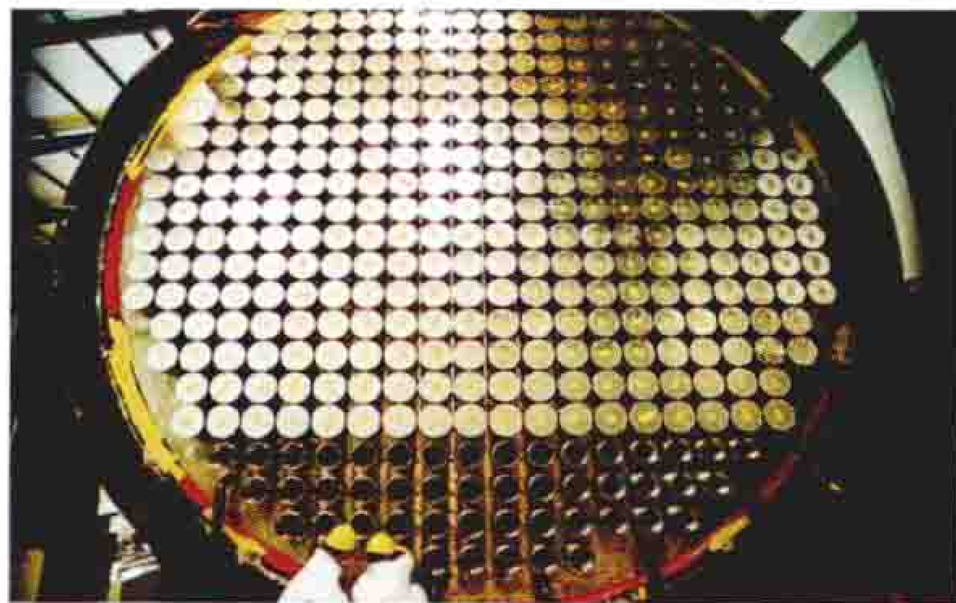


图 2 排管容器外壳

1—主外壳；2—环形板；3—管嘴连接管；4—反应性控制装置定位器；5—亚壳

冷的慢化剂经过排管容器两侧的两组管嘴进入排管容器（见图 3），而被加热的慢化剂通过排管容器底部的管嘴流回到慢化剂热交换器。排管容器有四根慢化剂压力释放管延伸到排管容器堆腔室的顶部，压力释放管的上端均装有爆破盘组件。当一根压力管和排管同时破裂时，为重水提供适当的排放通道。在慢化剂上面的压力释放管中充有氦覆盖气体，防止重水氧化和调节排管容器的压力，并限制氘在释放管内的浓集。


图 3 排管容器组装

整个排管容器组件通过端屏蔽被整体支承在内衬钢衬里的矩形混凝土排管容器室（即堆腔室）的端墙上。排管容器室和反应堆端屏蔽充有来自屏蔽冷却系统的轻水，轻水使结构得到冷却并提供生物屏蔽，以便停堆时允许人员进入换料机室。混凝土排管容器室和排管容器组件的相对位置见图 4。

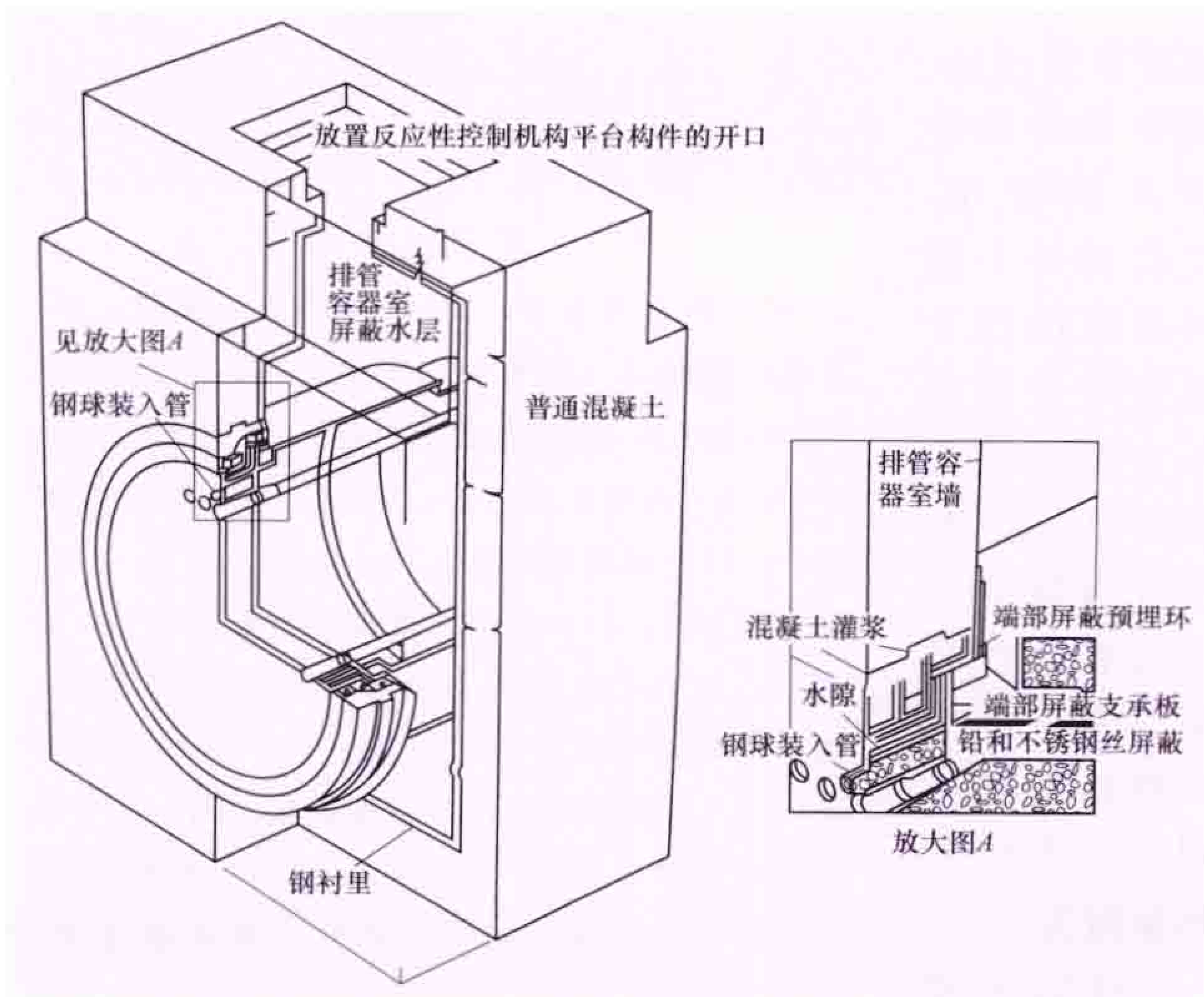


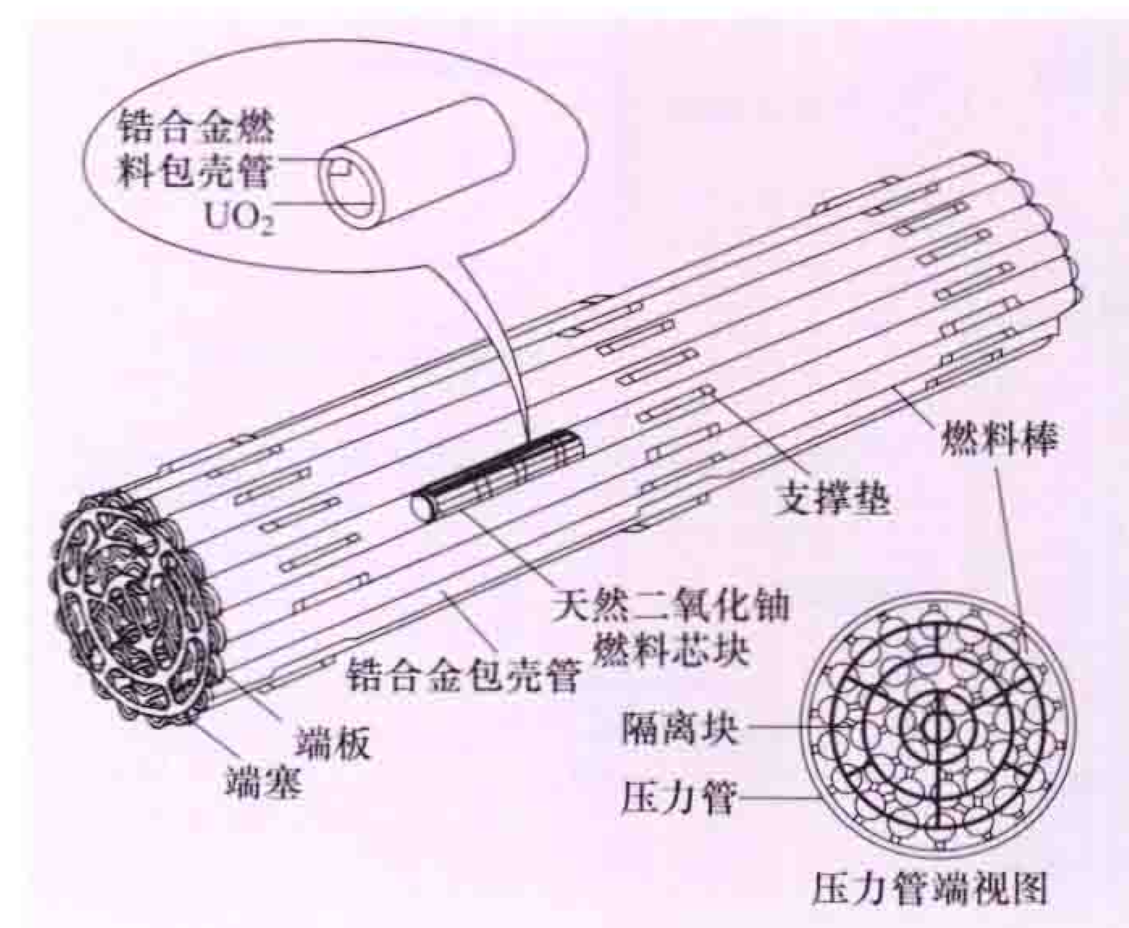
图 4 混凝土排管容器室和排管容器组件的相对位置

zhongshuidui ranliao bangshu zhizao

重水堆燃料棒束制造

（fabrication of fuel bundle for heavy water reactor） 以天然二氧化铀 UO_2 为陶瓷燃料芯块、Zr-4 合金为包壳及结构材料组成重水堆用短棒束型燃料组件的加工过程。

在近 40 年的发展过程中，重水堆燃料棒和棒束的结构与制造工艺得到了不断改进，图示为经过改进并标准化了的 CANDU-6 型重水堆燃料棒束，由 UO_2 芯块、锆包壳、石墨涂层、端塞、隔离块、支撑垫和端板七个部分组成。其典型的制造工艺过程可分为三步：①Zr-4 合金结构件的加工；②燃料棒的制备；③燃料棒束的组装和检查。



CANDU-6 型重水堆燃料棒束示意图

Zr-4 合金结构件的加工 包括隔离块、支撑垫、端塞、端板的加工。

隔离块和支撑垫的加工 隔离块和支撑垫的作用分别是使燃料棒之间、燃料棒束与压力管之间保持一定的间隙，使重水顺利通过，以达到冷却和慢化的目的。

将符合技术条件要求的支撑垫线材拉拔后进行清洗、喷砂、铣制，得到成品支撑垫；将符合技术条件要求的薄、厚隔离块线材进行冲制、喷砂，得到薄、厚成品隔离块；将成品支撑垫和薄、厚隔离块清洗、烘干后分别装入专用料夹进行真空涂铍。涂铍的作用是在钎焊隔离块与包壳管、支撑垫与包壳管时，在接触区形成低熔点共晶合金，从而保证足够的焊合强度。涂铍工艺是将成品支撑垫和隔离块固定在真空容器内，并对真空容器内的金属铍进行加热，铍蒸发后沉积在支撑垫和隔离块的特定表面上。

端塞加工 端塞由 Zr-4 合金棒切削加工而成。对 Zr-4 合金棒的强度、内部缺陷、抗腐蚀性能都有严格的要求，加工前要对 Zr-4 合金棒进行尺寸、外观及超声检查。

端板加工 端板是由 Zr-4 合金板连续冲制，并经过倒角、去毛刺、清洗、烘干加工而成。冲制端板用的 Zr-4 合金板在冷加工后，需要进行消除应力退火。

重水堆燃料棒制备 燃料棒由 Zr-4 合金包壳管，天然二氧化铀芯块、隔离块、支撑垫和端塞组成。燃料棒制造工艺主要包括燃料芯块制备、包壳管准备和燃料棒装配。

燃料芯块制备 重水堆元件燃料芯块制造工艺过程与压水堆的基本相同（见二氧化铀），但重水堆元件燃料芯块与压水堆燃料芯块相比，具有较高的化学纯度，其化学杂质元素总硼当量数不超过 1.38；芯块烧结密度大，不小于 95% 理论密度，同时芯块尺寸（ϕ12.15×16.4mm）也大于压水堆芯块，两端面均为碟形。

包壳管准备　包壳管的准备主要包括包壳管检查，隔离块、支撑垫的钎焊，包壳管内壁涂石墨等工艺。其准备步骤如下：

（1）包壳管的质量检查。对 Zr-4 合金包壳管进行外观、尺寸检查。

（2）隔离块、支撑垫与包壳管的焊接。先将隔离块和支撑垫按设计要求点焊在每根锆管确定部位，然后在真空室内，感应加热钎焊。钎焊质量主要靠稳定的工艺来保证。

（3）包壳管涂石墨。涂石墨包括四个步骤，即涂敷、静置、烘干和固化。将专用石墨浆体从容器中压入锆管自上而下，到下端后再流回容器，静置后在约 140℃烘干，最后在真空室内，约 400℃下固化。石墨涂层要完整、均匀，厚度不小于 3μm，然后对包壳管进行倒角切定长。

燃料棒装配　对天然 UO_2 芯块进行宏观检查和尺寸检查，按技术要求对合格的芯块烘干、排长，再将排长检测合格的芯块依次装入包壳管，然后充氦，进行端塞与锆包壳的压力电阻密封焊，燃料棒密封好后，要放入定型车床清除焊瘤。焊完后的燃料棒要进行 100% 测长、称重检查。

重水堆燃料棒束的组装和检查　组装燃料棒束并予以检查。

燃料棒束组装　将合格的不同组别的燃料棒按顺序插入焊接夹具中，37 根为一个棒束。用压力电阻焊机先将一端端板与燃料棒端塞焊好，然后再焊另一端，完成燃料棒束组装加工。

燃料棒束检查　组装好的燃料棒束用专用仪器和规尺按标准要求进行外观、尺寸、称重检查和氦检漏检查。然后对燃料棒束进行超声波清洗，用无油压缩空气吹干；抽取一定百分比的燃料棒束进行放射性污染检查，将合格的燃料棒束装箱入库。

CANDU 型重水堆燃料元件发展趋势　CANDU 型重水堆具有很高的中子经济性，不停堆换料，且燃料棒束设计简单，燃料循环的灵活性大，能够适应多种燃料的应用。研究开发的燃料，包括稍加浓铀（SEU）、轻水反应堆乏燃料回收铀、钍基燃料、钚及其他锕系元素的应用等。正在研究中的 DUPIC 燃料循环，通过干法处理去除挥发性裂变产物后，可将压水堆乏燃料的回收料转化成 CANDU 型重水堆燃料。

近年来发展研制了由 43 根两种尺寸和两种富集度铀燃料棒组成的 CANFLEX（CANDU flexible fuelling）燃料棒束，以达到更高的燃耗。

参考书目

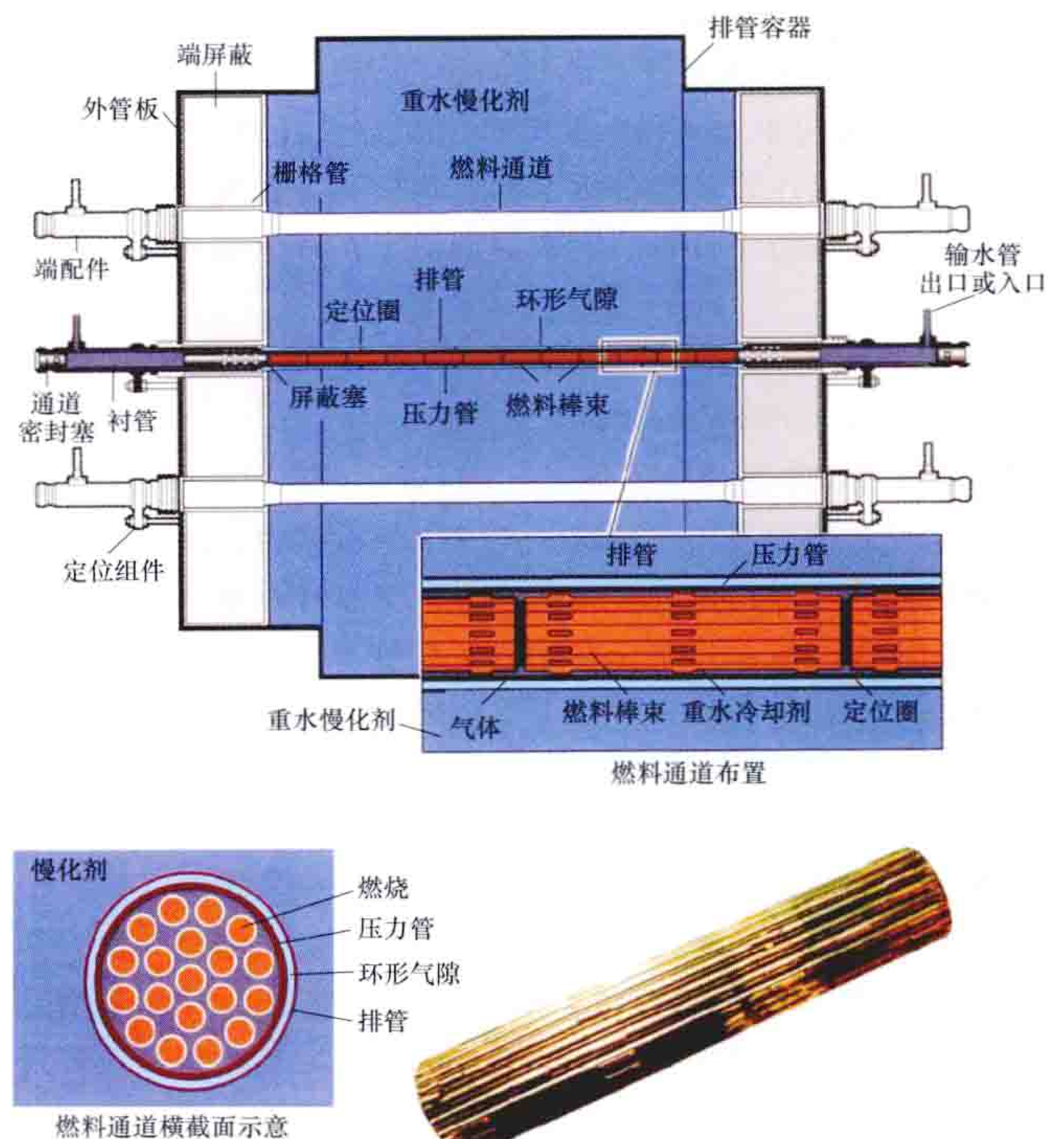
李冠兴，任永岗．重水堆燃料元件．北京：化学工业出版社，2007.

zhongshuidui ranliao tongdao zujian

重水堆燃料通道组件　（HWR fuel channel assembly）

由一根装有燃料棒束的压力管和两个端部件组件组成（见图）。

压力管包容燃料和重水冷却剂，由热传输系统将循环加压的重水冷却剂通过燃料通道组件，导出燃料组件裂变释放的热量。压力管定位在排管容器的排管内。它由锆-铌合金制成，具有低的中子吸收截面和高的强度，并有良好的抗腐蚀和抗辐照性能。压力管的壁厚考虑了腐蚀和允许的磨损量，满足应力需要的最低要求。压力管处于高温、高压、高辐照的工作环境，设计寿命为 25 年。CANDU-6 型重水堆燃料棒束位于燃料通道组件的压力管内，燃料棒束由燃料芯块、锆合金支撑垫、端板等部件组成。



重水堆燃料通道组件

端部件组件属于压力管在堆芯外的延伸部分，两端延伸到端屏蔽外。压力管的两端均用机械胀管连接到端部件上，每个端部件内有一个衬管，热传输系统的冷却剂由供水管进入端部件，经过衬管与端部件之间的环形区，绕着衬管流动，再通过衬管端部的孔进入压力管。端部件本体材料为改进型 403 不锈钢，衬管材料为无缝 410 不锈钢。

每个端部件的衬管内有一个屏蔽塞，在换料时屏蔽塞可卸下并储存在换料机的料斗内；完成换料后，装入屏蔽塞，提供通道要求的屏蔽，也可用于燃料棒束的定位。每个端部件的外侧端在装换料时与换料机的机头连接，在功率运行时，能进行燃料的插入或卸出。换料时，换料机将燃料通道密封塞拆除并储存。在换料机离开燃料通道之前，将密封塞重新装在端部件上。端部件的侧向管嘴与反应堆进口集管之间连接的供水管，以及出口端的侧向管嘴与堆出口集管之间连接的供水管，均为热传输系统的一部分。每个供水管与端部件用法兰连接。

焊在端屏蔽栅格管处的波纹管将燃料通道与排管之间形成的环隙加以密封，并且有挠性，以适应热膨胀和蠕变变形引起的移动。

燃料通道两端均装有定位组件，燃料通道组件通过定位组件固定在一端的端屏蔽管板上，相反方向的一端是自由

的，在自由端允许通道的热膨胀和蠕变移动。这种布置能调整两端轴承对压力管总的轴向蠕变伸长。根据计算及运行经验，满功率运行12.5年以后，定位组件进行重新调整，即将原来由定位组件固定的一端松开，变成自由端，原为自由端的定位组件则将燃料通道固定在另一端的端屏蔽管板上。

zhongshuidui ranliao zhuangxie xitong

重水堆燃料装卸系统 （HWR refueling system）

实现新燃料运入、储存、反应堆的装换料，以及乏燃料储存等操作所需设施和装备的组合。重水堆核电厂采用不停堆装卸燃料，重水堆装卸料机需在高温、高压下与反应堆燃料通道相衔接进行换料。整个燃料装卸系统包括新燃料储存和转运、装卸料，以及乏燃料储存和转运。系统运行主要由计算机远距离自动控制。由于乏燃料包含的裂变产物具有强放射性，因此，整个系统采用生物屏蔽和排风控制。

新燃料储存和转运　包括新燃料的接受、储存、检验和传送（见图1）。新燃料储存间足够储存核电厂运行9个月所需的新燃料装量加上初装燃料的临时存放量。新燃料传送设备位于反应堆厂房新燃料传送间，它邻近反应堆腔室，并在两个装卸料机维修区之间。新燃料传送间内有两台新燃料传送机，它们分别与各自的新燃料口相连接。检查合格的两个新燃料棒束装入新燃料传送机料仓的某个工位内，接着料仓旋转到下一个工位，然后另两个检查合格的新燃料棒束装入这个工位。重复上述步骤，通过一次装料，总计装入8个燃料棒束。

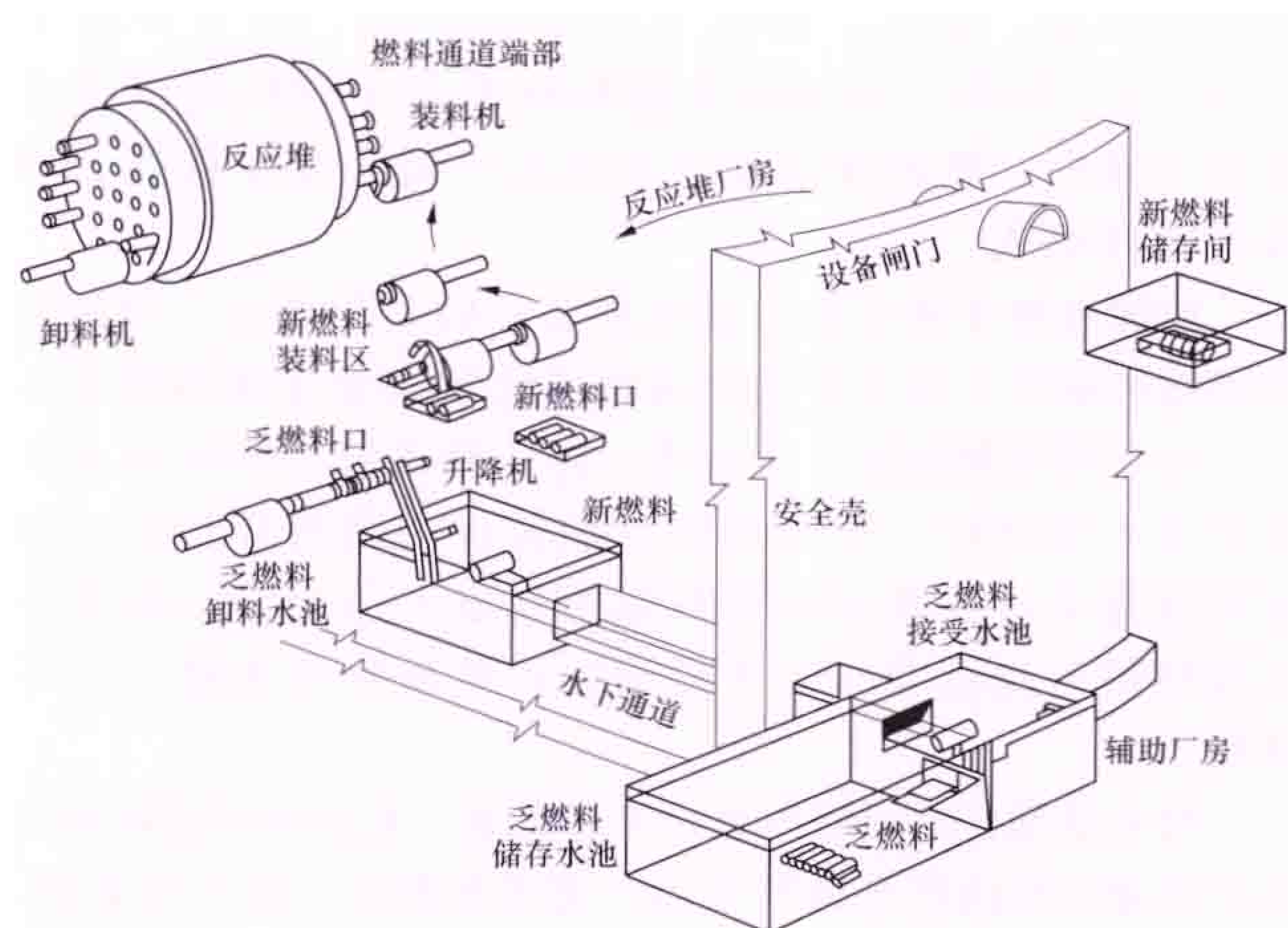


图1　重水堆燃料装卸系统

在装卸料机连接到新燃料口后，新燃料传送机料仓旋转到屏蔽塞工位，它的传送推杆将新燃料口内的屏蔽塞取出，并装入新燃料传送机料仓内。接着，装卸料机料仓旋转到空工位，而新燃料传送机构料仓旋转到满工位。然后，传送推杆将两个新燃料棒束装入装卸料机料仓内。通过这个过程重复三次，直到8个新燃料棒束都装入装卸料机料仓内。

装卸料操作　装卸料操作步骤见图2（执行装新燃料的装卸料机简称装料机，接受乏燃料的装卸料机简称卸料机），装卸料过程如下：

（1）确认装料机和卸料机的料仓工位都处于密封塞料仓位置；装料机B杆取回在燃料通道上游端的密封塞，卸料机的B杆取回在同一燃料通道下游端的密封塞，放置在各自的密封塞的料仓内。

（2）装料机和卸料机的料仓都旋转，使料仓都处于屏蔽塞工位，密封塞料仓则转至储存位置；装料机的B杆与燃料通道上游的屏蔽塞相连，并把屏蔽塞置入屏蔽塞的料仓内；卸料机的B杆与燃料通道下游的屏蔽塞相连。

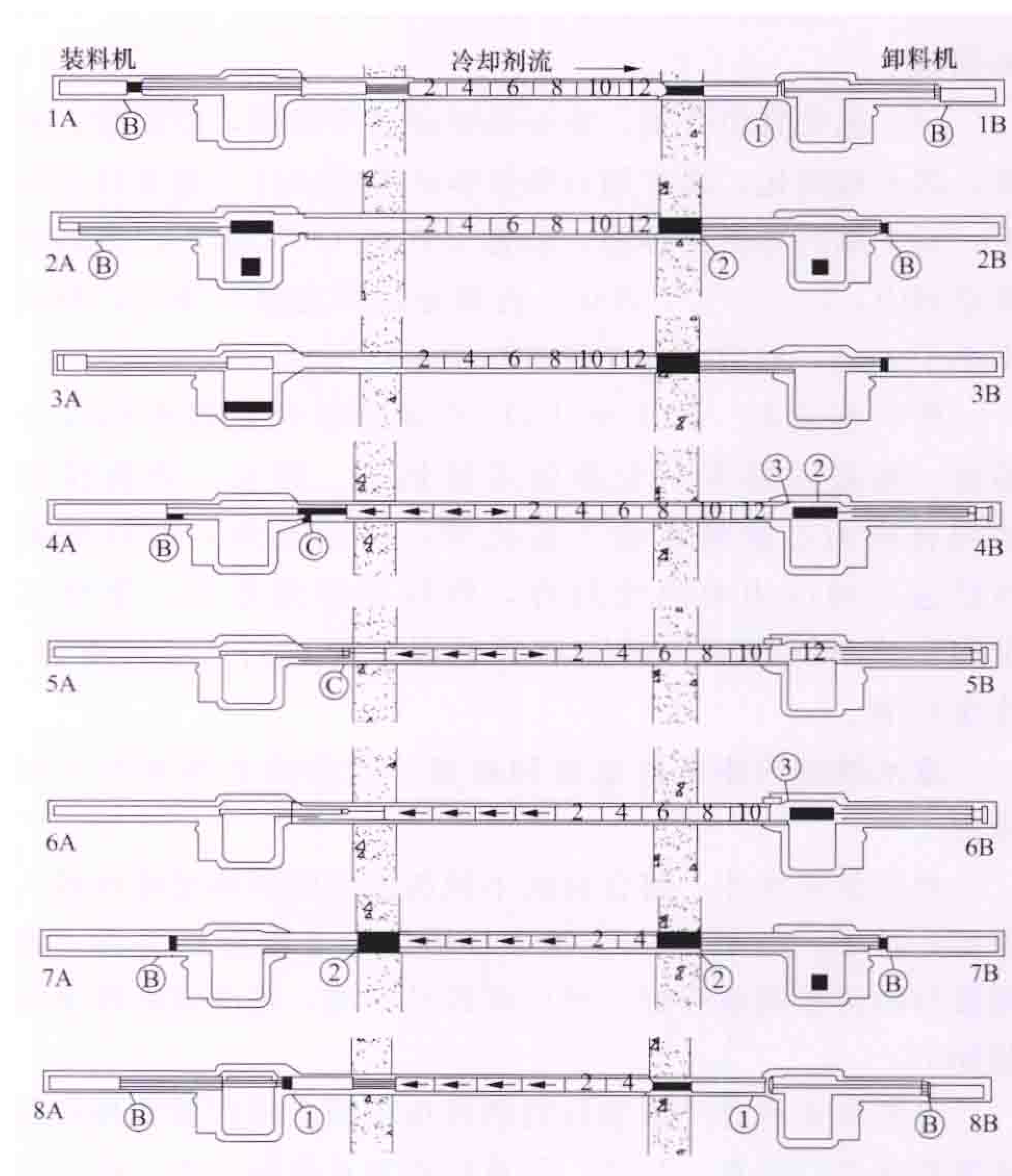


图2　装卸料操作步骤

（3）装料机料仓旋转，其屏蔽塞的料仓转动到储存位置，而装有一对新燃料棒束的料仓处在装料位置。

（4）装料机的C杆将一对新燃料棒束推入燃料通道；卸料机的B杆将其屏蔽塞往回撤；与此同时，装料机分离器的侧向挡块置入，并挡住燃料束。

（5）卸料机料仓旋转，使料仓处在空仓工位，装有屏蔽塞的料仓则进入储存位置；装料机料仓旋转，使一对新燃料棒束处在装料位置。

（6）装料机的C杆将一对新燃料棒束推入燃料通道；卸料机料仓接受燃料通道内列在最前面的两个乏燃料棒束，其后侧向挡块将挡住剩余的燃料棒束，同时料仓旋转至某个空工位。装料机料仓将继续按照换料的要求旋转，使一对新燃料棒束处在装料位置，然后按上述的操作过程进行装料和卸料，直到装料机内的8个新燃料棒束都装入燃料通道，卸料机料仓则接受从燃料通道中卸下的8个乏燃料棒束。

（7）装料机的B杆将屏蔽塞放回燃料通道上游原来位置；卸料机的B杆将屏蔽塞放回燃料通道下游原来位置。

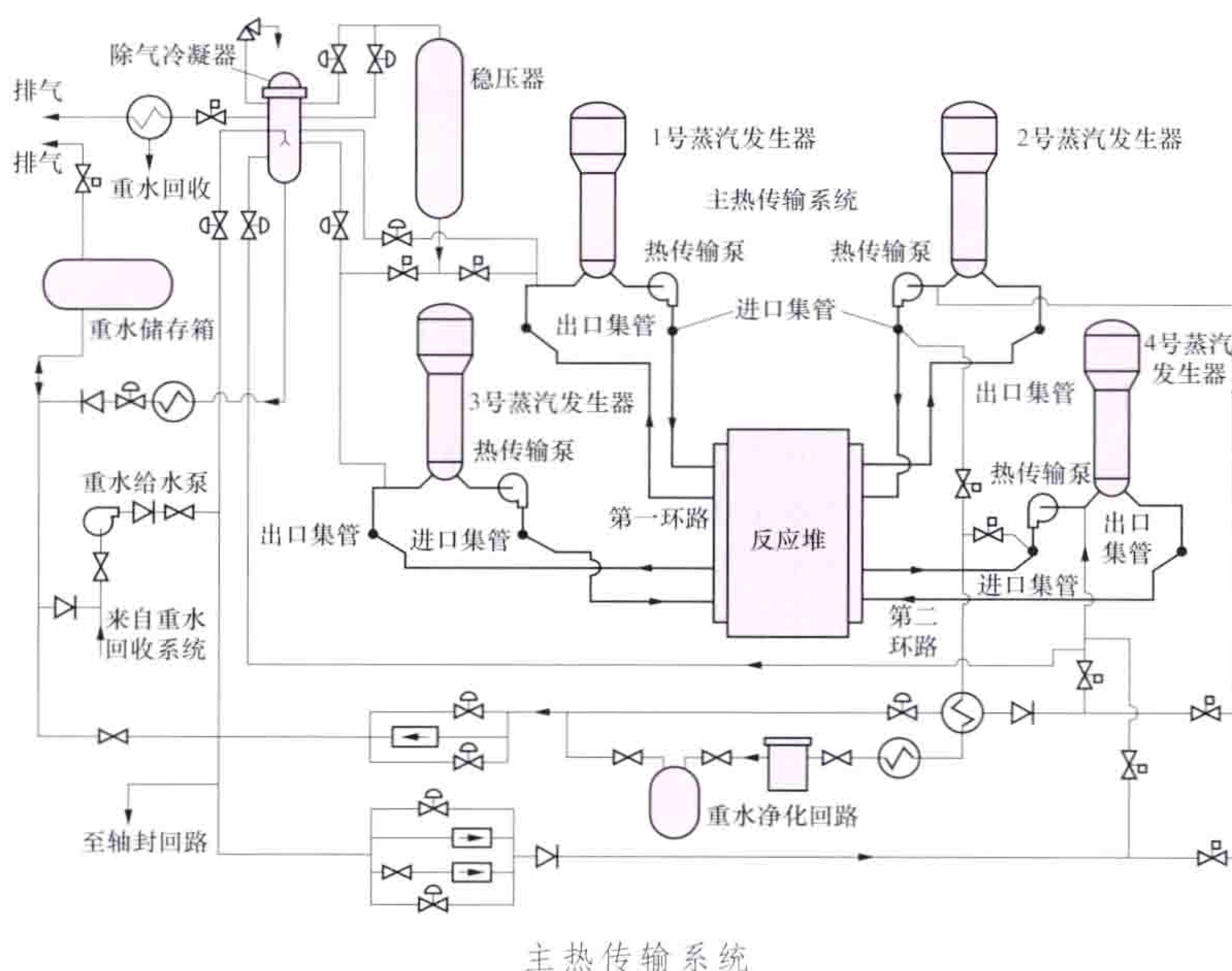
（8）装料机的B杆将密封塞放回燃料通道上游原来位置；卸料机的B杆将密封塞放回燃料通道下游原来位置。

乏燃料储存和转运　包括在反应堆厂房内的卸料和传送，以及在辅助厂房内的乏燃料接受和储存（见图1）。乏燃料首

先卸入卸料水池，再经过水下通道到接受水池，最后到达储存水池。每次两个乏燃料棒束，从装卸料机出来通过乏燃料口进入停在其出口下方的升降机内。然后随升降机降入卸料水池，并进入在池底的传送格架内；传送格架安置在小车上，小车在卸料池传送带上。一旦装卸料机内的乏燃料全部进入传送格架内，通过传送带上的链轮传动装置，小车抵达水下通道始端处的安全壳闸门。在乏燃料口球阀打开前，安全壳闸门是关闭的；在球阀关闭后，打开安全壳闸门。装有乏燃料的小车从卸料水池传送带通过安全壳闸门转换到水下通道传送带上，随后抵达接受水池。然后操作人员利用专用的长柄工具将格架内的燃料棒束取出并放到乏燃料储存托盘内。装满乏燃料的托盘通过传送带移到乏燃料储存池长期储存。

zhongshuidui rechuanshu xitong

重水堆热传输系统 （HWR heat transport system） 用以将循环加压的重水冷却剂通过重水堆燃料通道组件，导出燃料组件裂变释放的热量，高温重水再导入蒸汽发生器，加热轻水产生蒸汽；冷却的重水又经主循环水泵唧送回燃料通道组件。也称主热传输系统。在CANDU-6型反应堆中，热传输系统由380个燃料通道组件、4台蒸汽发生器、4台主循环重水泵、4个反应堆进口集管、4个反应堆出口集管、一台稳压器和所需的管道、仪表等组成。系统有两条环路，每条环路包括系统中主要设备的一半和190个燃料通道组件，在燃料通道组件两侧构成一个8字形的串接环路系统（见图）。这种设计可使核电厂在失水事故时减少冷却剂的排放量。两条环路共用一个稳压器，稳压器和系统之间有阀门连接。在正常工况时，阀门常开，使稳压器能保持系统的压力和温度；当系统压力降低到某一限值或功率降到满功率的5%以下时，稳压器和主热传输系统可用阀门隔离，此时系统的压力由供排系统来控制。在8字形环路之间有一根大口径（约150mm）的联络管，它连接在两台蒸汽发生器的进口处，管上设有两个节流孔板，用以保证系统运行压力波动时，提供足够的阻尼，以减低反应堆进口集管的流动振荡，从而避免非计划停堆。为了保证主热传输系统的正常运行，还设置了一系列辅助系统，如热传输介质压力和装量控制系统，重水堆停堆冷却系统，重水净化系统，重水堆氘化和除氘系统，重水取样、重水收集、储存和回收系统等。



主热传输系统

zhongshuidui tingdui lengque xitong

重水堆停堆冷却系统 （HWR shutdown cooling system） 用于核电厂停堆后，将反应堆的余热和冷却剂显热带走的系统。CANDU型重水堆核电厂停堆后，冷却剂的显热和反应堆的余热先由蒸汽发生器将蒸汽经蒸汽释放阀排入凝汽器的方法来实现冷却，使冷却剂的温度从260℃降到177℃；这时，再起动停堆冷却泵，使停堆冷却系统投入运行，从177℃进一步冷却到54℃。正常情况下这个过程需要6h。重水堆停堆冷却系统也可以从260℃就投入运行，在蒸汽发生器和热传输泵检修内部而使疏水排放至集管时提供堆芯冷却。

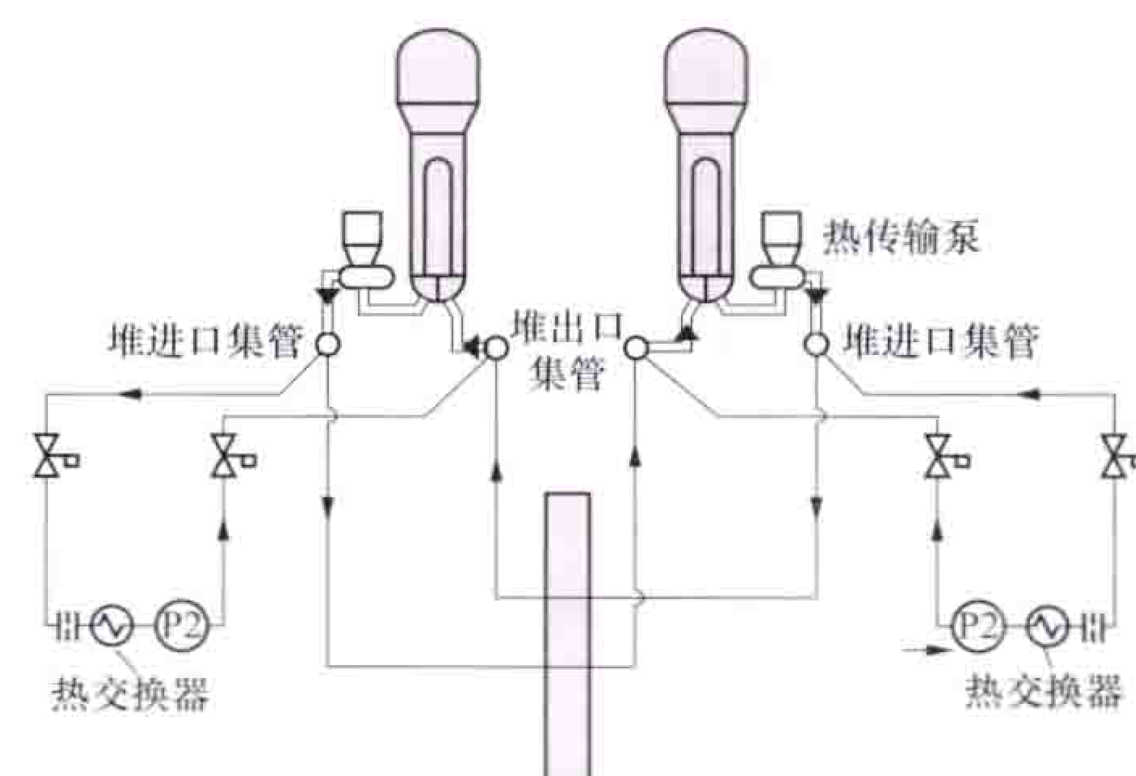


图1 停堆时使用热传输泵冷却

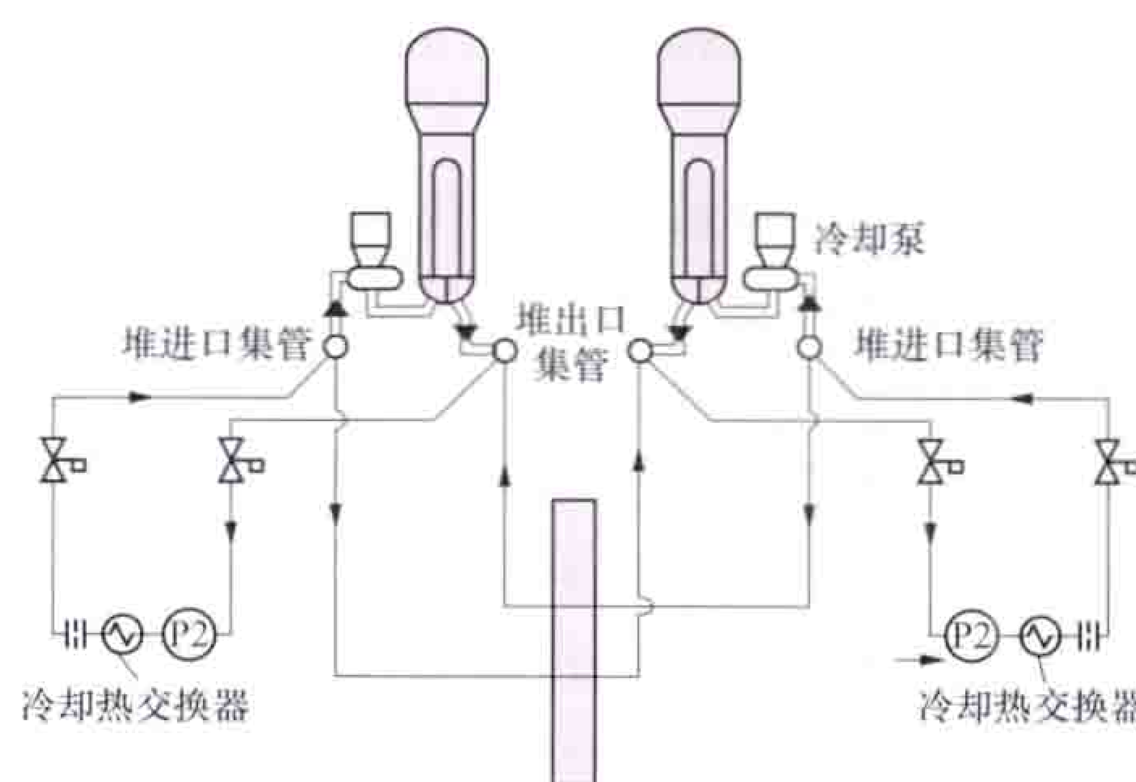


图2 用停堆冷却泵冷却

重水堆停堆冷却系统（见图1、图2）由一个独立的8字形回路组成，回路在堆的每一端各设有1台100%容量的停堆冷却泵及热交换器，并连接到相应的热传输系统的进口和出口集管，设计可以用热传输泵或停堆冷却泵实现冷却。用热传输泵时，冷却剂的流动方向从进口集管到出口集管，一部分旁路逆向流经停堆冷却热交换器和停堆冷却泵（此时停堆冷却泵不工作，故该泵设有防止反转的装置）。在用停堆冷却泵工作时（热传输泵停止运行），冷却剂的流动方向从出口集管经停堆冷却热交换器到进口集管。在这两种情况下，进口集管的压力都足以使冷却剂强迫通过堆芯到另一侧的出口集管。

zhongshuidui zhuangxieliaoji

重水堆装卸料机 （HWR refueling machine） 用于从新燃料口接受新燃料棒束，并将新燃料棒装入CANDU型

重水堆燃料通道内；从反应堆接受乏燃料棒束，并将乏燃料棒卸入乏燃料口内的专用设备。装卸料机外形由装卸料机头、托架、行车和桥架等组成，此外，还有重水系统、油压系统和电控系统作为其辅助系统。重水堆装卸料机外形及结构组成见图1、图2。

装卸料机头支撑在托架上，托架悬挂在行车上。当装卸料机头在反应堆面工作时，行车悬挂在桥架的导轨上。当装卸料机头在维修区工作时，行车悬挂在维修区的导轨上。装卸料机桥架能上下移动，而行车能沿两个水平方向移动并能在竖直方向作精细移动，所以装卸料机头能灵活移动到任一指定的燃料通道处。两台装卸料机分别在各自的反应堆端面更换燃料，当其中一台装新燃料时，另一台接受乏燃料。为了执行上述工作，两台装卸料机位于选定的同一燃料通道的两侧，并分别与这个燃料通道的两端相连接。

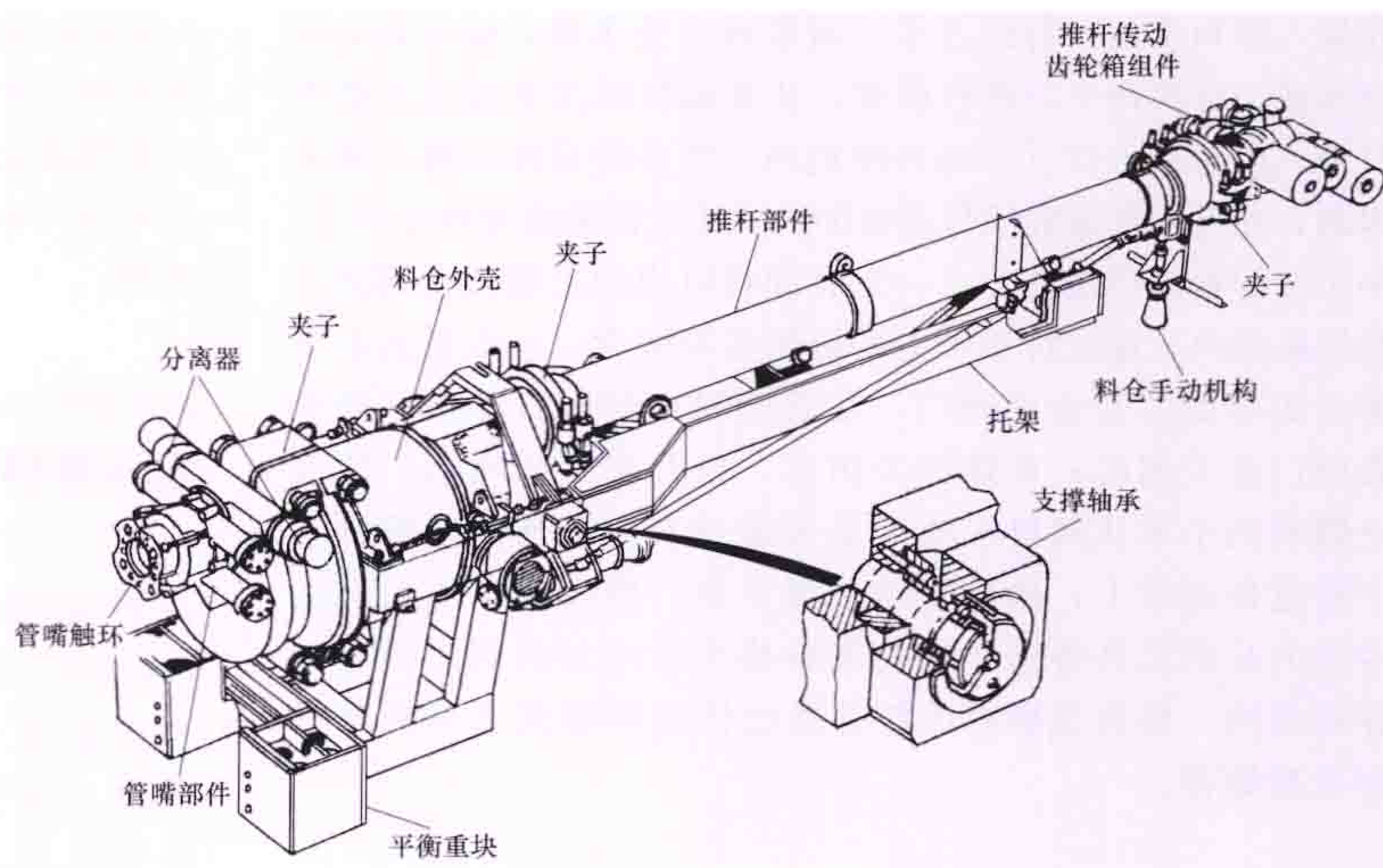


图2　重水堆装卸料机结构组成

装卸料机头主要由管嘴、分离器、料仓和推杆等组成；另外，还包括管嘴塞、推杆座、导向套管等。装卸料机头可充重水，并能加压至稍高于反应堆燃料通道的压力，属核安全1级部件。

管嘴部件使装卸料机头紧密连接在反应堆燃料通道上，并保证其在高温、高压下密封。同样，它能使装卸料机头与新燃料口或乏燃料口相连接。管嘴部件前部有一个触环，假如装卸料机头朝向燃料通道端部移动对中时有较大的错位，触环就会碰到燃料通道端部，并触发藏在触环后面的磁性簧片开关，由此输出信号给计算机，计算机再指令控制电路以中止装卸料机头向前移动，并重新对中。管嘴内部的探针组件监测燃料通道端面相对于装卸料机管嘴密封面的位置。探针组件由四个线位移电位计组成，电位计臂尖邻近管嘴密封面。当装卸料机头向前移动直至探针的四个电位计臂尖中的一个或几个碰到燃料通道端面时，标志装卸料机头已到位，下一步就可与燃料通道端部卸接和夹紧。

装卸料机头包含两个分离器，它们执行相同的功能，并且同时操作。每个分离器部件包含一个传感器、一个助推器和两个燃料挡块。传感器像一个机械手指，能感知燃料棒束或屏蔽塞的存在。助推器用来将一对燃料棒束或屏蔽塞与位于它上游的燃料串分开。燃料挡块用来挡住在其上游的燃料串。分离器的上述动作都是由装卸料机重水控制系统的液压传动来实现的。

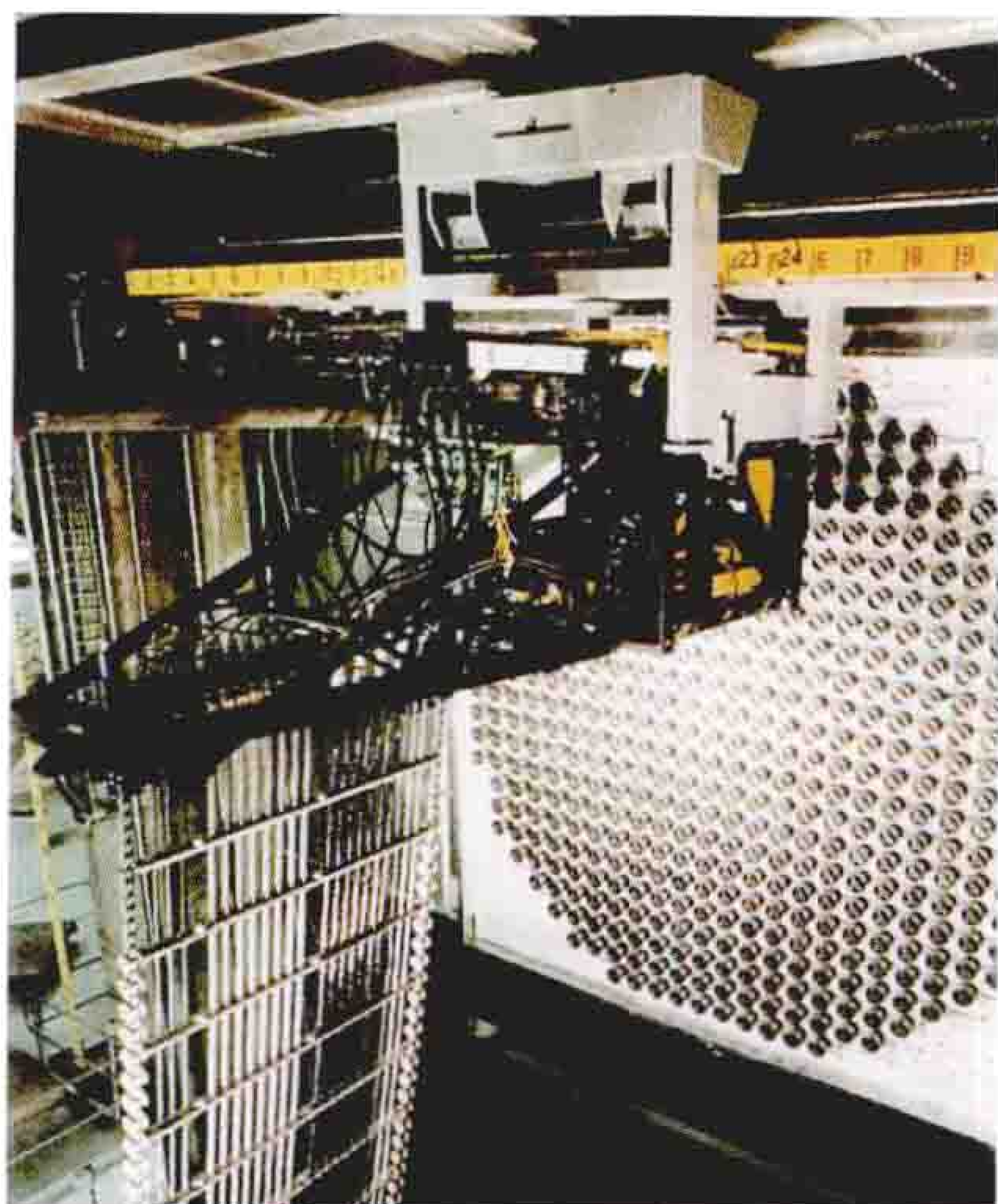


图1　重水堆装卸料机外形
（杜圣华　提供）

料仓部件有12个仓位，它们用来储存燃料棒束、燃料通道的密封塞和屏蔽塞、管嘴塞、推杆座、导向套管及其插入工具等。这12个仓位连接在一起，由液动机、减速器和传动装置带动旋转。换料时，根据需要，料仓部件转动，使各仓位轮流转到工作位置，然后进行换料操作。

推杆部件用来传送燃料棒束，安装和收回导向套管、密封塞、屏蔽塞及管嘴塞。推杆部件包括B杆、锁紧杆和C杆。这三根杆是同心圆管。B杆和锁紧杆由液动机通过齿轮系和滚珠丝杆来驱动，而C杆由重水控制系统驱动。B杆的总行程是3m多，它能向前移动到燃料通道内的屏蔽塞处。C杆除随B杆移动外，还能相对于B杆运动，其相对行程接近4m，所以C杆的总行程约为7m，足够达到反应堆中心。锁紧杆除随B杆移动外，也能相对于B杆移动，其相对行程是33～38mm，它用来在存取各种塞子、推杆座和导向套管插入工具时提供锁紧和解锁功能。

装卸料机的操作方式见重水堆燃料装卸系统。

zhuguandao cailiao

主管道材料　(reactor coolant piping material)

对压水堆核电厂主要指连接压水堆压力容器、压水堆蒸汽发生器和主泵形成封闭环路管道的材料。早期压水堆核电厂的主管道大都采用奥氏体无缝不锈钢管制造，但由于主管道的直径和壁厚大，因此，制造无缝不锈钢管需要特种挤压设备。一些国家已采用离心浇铸的直管和铸造弯头的工艺来制作。整个主管道由各管道段焊接制成，材料为316型不锈钢或采用加氮的316型不锈钢。一般认为316型不锈钢的组织是在奥氏体基体上适当分布铁素体的双相组织，它具有良好的焊接性和抗应力腐蚀裂纹的能力。

除采用不锈钢主管道外，也有用低合金钢（$SA508CL_3$钢）内部堆焊奥氏体不锈钢的主管道，如早期德国KWU公司建造的压水堆核电厂和美国燃料工程公司建造的系统80系列的核电厂均采用这种主管道。常见的压水堆核电厂主管道牌号及其化学成分和力学性能见表1。

CANDU 型重水堆核电厂主管道是指连接出口集管、蒸汽发生器、主泵和进口集管之间的管道，它采用优质碳钢 SA106-B 作主管道材料，重水堆核电厂主管道的化学成分及力学性能见表 2。

表 1　常见的压水堆核电厂主管道牌号及其化学成分和力学性能

用途	牌　号	化学成分（%）								力学性能			
		C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo	σ_s (MPa)	σ_b (MPa)	σ_5 (%)	A_{kv} (0℃)(J)
压水堆一回路主管道	SA541 CPF8M SA351 CF8M	≤0.080	≤1.50	≤1.50	≤0.040	≤0.040	18.00～21.00	9.00～12.00	2.0～3.0	≥205	≥485	≥30.0	
	20MnMoNi55 ($SA508\ Cl_3$)	0.15～0.25	0.15～0.30	1.15～1.50	≤0.012	≤0.012	≤0.20	0.45～0.80	0.45～0.55	≥431	570～710	≥19.0	≥41

表 2　重水堆核电厂主管道的化学成分及力学性能

用途	牌　号	化学成分（%）									力学性能		
		C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo	V	σ_s (MPa)	σ_b (MPa)	δ_5 (%)
重水堆热传输管道	SA106-B	≤0.3	0.1	0.29～1.06	≤0.025	≤0.025	≤0.40	≤0.40	0.15	0.08	≥240	≥415	16.5

钠冷快堆主管道指压力容器一回路冷却系统钠泵、堆芯栅格联箱和中间换热器的管道，采用 304L 或 316LN 不锈钢。高温气冷堆主管道指一回路系统连接反应堆和蒸汽发生器的热气导管，采用 SA508-3 钢。

zhu hai fengji

主氦风机

（main helium circulator）　在高温气冷堆一回路系统中，用于驱动一回路氦气循环，将堆芯产生的热量带至蒸汽发生器。又称为主氦气循环风机。主氦风机一般采用单级离心叶轮，叶轮装在驱动电动机轴端，风机的驱动电动机采用笼式异步感应电动机，可变速。

主氦风机常采用立式布置，安装在蒸汽发生器上部，风机的进气管与蒸汽发生器的出气管接插连接。风机的电动机腔体与一回路氦气相连，但在中间法兰隔板的穿轴处设计成迷宫密封结构，以减少气体的相互流通。在电动机腔体内装有辅助叶轮，使氦气在电动机腔体内循环流动冷却电动机，然后氦气所载热量经电动机冷却器通过设备冷却水传出，把电动机腔体内气体温度控制在较低水平。

在主氦风机进口短管上还装有风机挡板，在发生反应堆停堆等事故工况时，主氦风机停转，风机挡板联锁关闭，切断一回路氦气的自然循环，避免高温氦气进入并损坏一回路压力边界。风机挡板由挡板、传动链和电动装置等组成。

主氦风机壳体是蒸汽发生器壳体的组成部分，并用法兰连接成一体，是一回路压力边界的一部分。

zhujishui gelifa

主给水隔离阀

（main feedwater isolation valve）　用于蒸汽发生器高液位、冷却剂平均温度低等事故时发出主给水管线隔离信号时迅速关闭，以防止反应堆冷却剂过冷，并在安全壳内给水管道破裂时，防止高能给水流体流向安全壳。主给水隔离阀位于安全壳外辅助厂房内，在主给水管道的给水调节阀下游。正常工况下阀门全开，事故时，收到主给水管线隔离信号后，要求在 5s 内关闭。

主给水隔离阀为双向楔形闸阀，阀体焊接在给水管线上。它带有液压/气动执行机构，由具有压缩氮气储能系统的液压缸组成，阀门的常开位置由高压液体维持。紧急关闭时，液压回路高压液体排放，由压缩氮气能量将阀门关闭。阀门结构、组成和控制与主蒸汽隔离阀相同。

主给水隔离阀阀位控制回路采取冗余设计，电磁线圈由多重独立的安全电源供电。在丧失电源时，阀门处于关闭的安全位置。

zhujishui he qidong jishui xitong

主给水和起动给水系统

（main and startup feedwater system）　用于核电厂正常运行、起动、热停闭（反应堆冷却剂温度和压力处于核电厂零功率状态）等工况下向蒸汽发生器二次侧提供给水，用以将一回路的热量传给二回路给水的系统。主给水和起动给水系统由主给水系统和起动给水系统两个子系统组成。

主给水系统　主要功能是向蒸汽发生器提供所需温度、压力和流量的给水；根据蒸汽发生器水位控制系统要求，自动调节给水流量，以控制蒸汽发生器二次侧的液位在一定范围内；事故情况下，根据要求关闭给水隔离阀，防止蒸汽发生器满溢和二次侧给水无控制地排放。主给水系统由给水前置泵、液力耦合器、电动机和增压泵组成的主给水泵、主给水调节阀、旁路给水调节阀、主给水隔离阀和相应管道阀门组成。除氧器中的水由主给水泵抽出，送入高压加热器，将给水温度加热到满足要求后，经主给水调节阀、主给水隔离阀向蒸汽发生器二次侧供水。蒸汽发生器液位在高负荷下运行时（一般大于 15%满功率），根据三冲量（蒸汽发生器水位、给水和蒸汽流量）控制通道来调节主给水调节阀，将液位控制在给定的数值上；在核电厂低负荷运行时，根据蒸汽发生器实际液位和给定液位之差来调节旁路给水调节阀，使液位控制在给定数值上。另外，设置给水泵流量控制系统，用于使蒸汽母管与给水母管间的压差保持在设定值上。该系统是在负荷扰动要求增加蒸汽流量时，给水调节阀增大开度，给水流量增大导致给水母管压力下降，以引起实测的

水/汽压差 Δp 与 Δp 设定值差值而动作。

起动给水系统 用于核电厂起动、热备用和停闭期间，以及在主给水系统不可用等事故下向蒸汽发生器提供给水，导出压水堆冷却剂系统的余热和衰变热。有的核电厂不设置起动给水系统，其正常起动、热备用等工况下的给水功能由主给水系统承担。

起动给水系统设置两个100%容量系列，由两台并联的起动给水泵、一个凝水储存箱及相应管道阀门组成。起动给水泵从凝水储存箱取水，出口接起动给水总管。总管一端与主给水联箱相接。另一端分别由管道供水给蒸汽发生器。每台蒸汽发生器液位由独自的给水调节阀控制。在主给水系统不可用时，一台起动给水泵起动，其给水容量足以使反应堆冷却剂系统冷却至正常余热排出系统投入的温度。

核电厂起动和低功率运行时，通过起动给水调节阀，即可由起动给水泵从凝水储存箱供水，也可由主给水泵从除氧器供水。在给水流量超过起动给水流量调节的限值时，给水流量控制将自动切换到主给水调节阀，同时关闭起动给水调节阀。

zhukongzhishi

主控制室 (main control room) 对核电厂进行全厂监督、控制和操纵的场所。主控制室设有监测仪表、报警装置、调节器控制指令设定装置以及手动指令控制器等，采用数字化技术的主控制室除了以上的设备外，还包括屏幕显示器等。主控制室的任务是：在所有运行工况下能使核电厂安全地运行；在事故工况和设计基准事件后能采取措施将核电厂返回并维持在安全状态。因此，主控制室与核电厂的主要工艺系统和关键设备均有密切联系。在主控制室内要执行核电厂的起动、正常运行、停闭等操作，当出现系统或设备故障的情况下进行事故处理操作，这都与核电厂的安全密切相关。考虑全厂断电的可能性，涉及主控制室事故后监测仪表和显示装置均由应急柴油机等应急电源进行应急供电。主控制室具有抗地震、辐射防护等特性，还储备有必要的生活设施、生活用水、食物等，以保证主控制室操纵员在事故情况下的可居留性。

发展简史 主控制室的发展与核电厂规模和自动化水平密切相关，大致可划分为三个阶段：①早期的核电厂采用主控制室和就地控制屏分级控制和操作的方式，主控制室内集中了主系统和设备运行操作所需要的仪表和操作开关，简单的手动指令控制器，并以此组成控制屏台。在主控制室内，还配备专门的通信设施，用以和各就地控制屏操纵员进行联系，了解就地控制情况，协调操作。②20世纪70年代以来，核电厂的单机容量越来越大，其自动化的水平越来越高，几乎所有的操作都集中于主控制室。一个900MW核电厂大约有1300余个状态参数在主控制室内显示，其中，模拟量过程参数约500个，开关量过程参数约800个；此外，还有100余个调节器控制指令装置和700余个开关指令控制器。操纵员是在一个具有十分庞大信息的主控制室内工作的，人机接口是一个非常重要的问题。因此，开展了主控制室人因工程的研究，并着手制订新的核电厂主控制室设计标准，其中包括设置安全参数显示系统等措施。③随着数字化技术和网络技术的发展，分散控制系统在过程控制中得到了越来越广泛的应用。先进主控制室的设计也随之逐步得到了广泛的应用。

技术要求 概括起来有人因工程学、环境因素、空间和布置、屏台、通信等多种要求。

(1) 人因工程学要求。充分考虑操纵员本身的生理和心理特征，诸如人体尺寸，公认惯例（如动作方向、颜色标志等），视听能力，思维方式，紧张程度以及反应速度等。

(2) 环境因素要求。主控制室位置设置应保证操纵员在事故工况下不遭受过量照射和有害气体伤害等，使他们保持必要的操作能力，同时，对主控制室要采取防火、抗地震、防飞射物等措施。主控制室内的工作环境应具备充分的空气温度、湿度调节系统，保证操作准确的良好的照明条件（包括照明颜色、照明强度等），内部装饰（包括地面、天花板、墙面、设备家具颜色搭配、材料选择等），并有降低噪声的设施。

(3) 空间和布置要求。主控制室要有足够的空间，以满足操纵员进行操作和事故处理所必要的活动场地。对主控制室，通常按工艺过程或操纵员人员职责分成几个操作区。在各种运行工况下，每个操纵员监视和操作其所分配的监控设备。对控制屏台的布置，应使操纵员之间便于沟通交流，避免通道冲突，减少干扰，由照明引起的反光等达到最小。主控制室内监控设备的布置和信息的显示内容、显示方式，必须使操纵员对核电厂的状态和运行情况随时都有充分而全面的了解。

(4) 屏台要求。屏台设备布置应考虑其先后次序，即按其操作顺序和操作频率安排设备位置。屏台设备布置使用的顺序遵循一些简单的原则并符合公认的惯例，如起动或提升功率时应从左到右，或遵照能量传导顺序从左边的能量源头到右边的热阱。屏台设备一般采用自上而下的布置顺序：报警窗、指示记录设备、控制开关操作器。控制开关操作器一般布置在指示记录设备的下方，实际不可行时也可以布置在指示设备的右方；另外，对于有一些需要从多个操作位置都能看到的显示总貌图、大屏幕画面等，一般布置在操纵员的正前方，以利于运行值内的每个成员都能够清晰了解。在屏台上布置设备或设计计算机画面时可用不同的尺寸、外形、颜色等来区别不同功能的设备，帮助操纵员区别与记忆。对于采用全数字化技术设计的计算机工作站，还需要考虑每个操作员站所配置的屏幕显示器的数量以及人机界面（报警画面、计算机画面、计算机化规程画面等）内容的布置顺序。

(5) 信息和控制系统。包括数据采集和处理、报警（包括报警抑制）、指示和记录、软控制器、计算机化运行规程等系统。

1) 数据采集和处理。系统应满足的要求有：①输入参数的采样、预处理和分析的速率应与参数的变化速率相适应；②对参数的更新速率，要考虑到操纵员的反应能力并与

之相适应；③系统设计时考虑了系统的运行裕量以支持后续的系统扩展等。

2）报警。必须提供能以有效方式发出闪光和/或音响的信号装置或设备，以便在出现偏离正常和可能影响安全的运行工况和过程时及时发出报警信号。可以用不同的颜色、闪光频率、音响频率来区分不同种类的信号及其偏离正常状况的严重程度。

3）指示和记录。为确切地了解核电厂运行状况的信息，必须设置能在正常运行、预期运行事件和事故工况下对参数和系统进行全程监测的仪表。对安全重要的数据测量，必须配备适当的自动记录装置，并根据主控制室的布置将相应的指示和记录仪表或装置安装在相应的屏台上，其指示和记录的精确度和量程应与安全分析的要求一致。与安全有关的仪表或装置应安装在适当位置，以便于监督和辨认。而对于数字化的主控制室，将采用基于屏幕显示器通过设计的包括系统画面、综合画面在内的各类计算机画面进行显示，数据记录功能则由相应的计算机系统进行。

4）软控制器。软控制器通过软件而非直接的物理连接作媒介来提供人机接口，一般采用弹出式菜单或固定操作区的方式显示各相关的信息和操作按钮。所有的常规控制器在相同时刻位于相同位置，而软控制器是显示在视频显示器（VDU）上的，并且经常无法同时显示全部，只在需要时显示出相关内容。软控制器可以按照实际需求进行灵活配置。软控制器的弹出或刷新必须借助于计算机化人机界面系统的系统画面、综合画面等各类画面进行操作选择和操作导航。

5）计算机化运行规程。见核电厂计算机化运行规程。

(6) 通信系统。设有厂内通信、厂外通信、应急通信(即事故状态下与应急指挥中心的通信联系)、广播以及电话传真等。

(7) 其他。主控制室供电系统的可靠性级别应与控制仪表系统一致。主控制室应具备事故照明，屏台上的设备和装置布置要便于检修和维护。与安全有关的系统、设备、电缆及其在屏台上的布置，应充分考虑到实体隔离。

实例　在主控制室（全景见图 1）内，通常根据工艺分类并考虑操作上的方便，将工艺参数的信号装置、仪表和控制器相对集中，即在操纵员的正面屏盘上设置与反应堆和主回路有关的信号装置和仪表；在左面屏盘上设置核辅助系统和专设安全设施状态参数的信号装置和仪表，在右面屏盘上设置发电部分的状态参数信号装置和仪表，其他辅助系统和剂量监督系统的状态参数信号装置和仪表设置在操纵员侧面或后面屏盘上，对有关的指令控制器，分别设置在相应的屏盘上。对有控制台的主控制室，将与反应堆装置及核电厂功率操作有关的指令控制器设置在控制台上。秦山核电厂主控制室和秦山第二核电厂及扩建工程主控制室均是早期采用模拟技术设计的主控制室。随着核电技术的发展，需要对电厂进行改造以适应新的安全标准和需求。在建成和在建的核电厂上应用数字化控制系统，已成为必然的发展趋势。基于数字化控制技术的先进主控制室设计也已成为在建和开发中核电厂主控制室设计的主流。对在建和正在开发的先进主控制室设计充分利用了人因工程研究的成果。在主控制室中运用计算机工作站进行信息处理和多台屏幕显示器进行显示操作，使主控制室的常规显示操作设备减少到必要和适宜的程度，关键的参数显示和操作手段除了在正常的屏幕显示器上进行外，还可以在经过鉴定的符合核电厂安全要求的安全级屏幕显示器设备进行。已经投入运行的法国 N4 型核电厂和先进沸水堆核电厂在操纵员前方设置大屏幕显示器系统，该系统形象地显示核电厂系统流程、设备状态、运行参数及其超限等情况，从而能更好地协助操纵员进行核电厂的监督和操作。先进主控制室如中国已投运的田湾核电厂、岭澳核电厂二期以及后续建设的核电厂的主控制室都已经实现了计算机化，除了少数紧急情况下需要进行的重要监控手段，还通过设在控制台上的指令控制器（称硬手操）进行外，大部分的操作采用键盘、跟踪球或触摸屏，通过人机交互进行（称软手操）。为了考虑计算机系统可能出现的失效情况，先进主控制室除设计了数字化的计算机监控手段在机组的各种工况下完成监控任务外，还设计有一套独立于计算机化控制手段的后备盘系统。图 2 是压水堆核电厂主控制室布置图，图 3 是数字化核电厂主控制室布置图。各核电厂主控制室见图 4～图 10。



图 1　主控制室全景

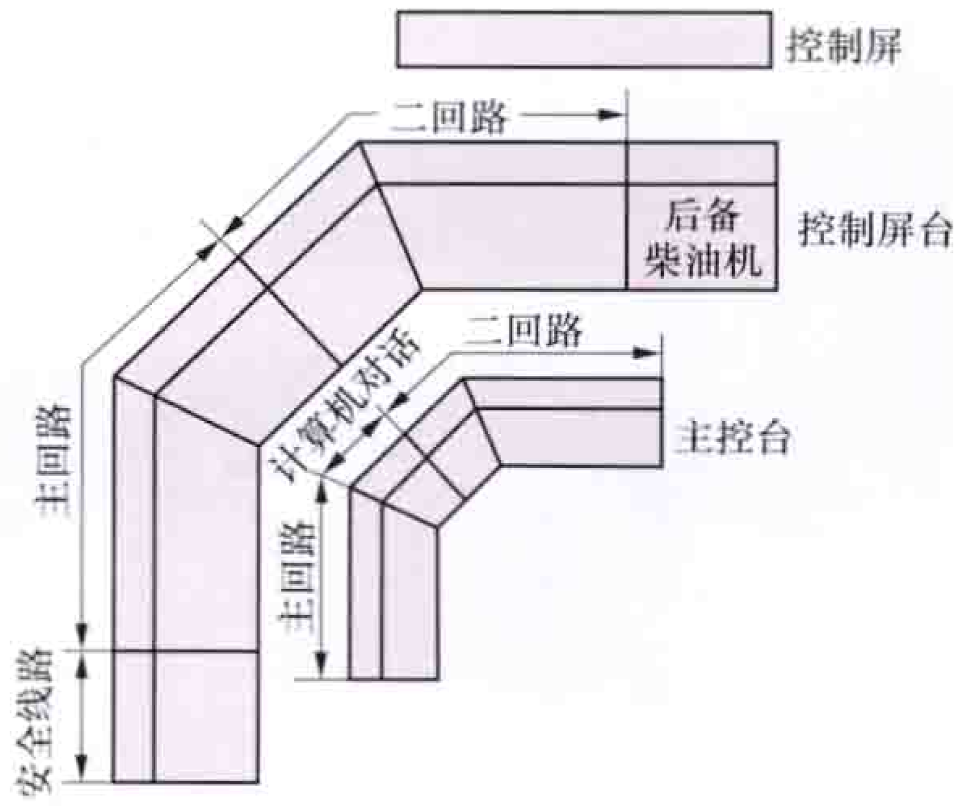


图 2　压水堆核电厂主控制室布置

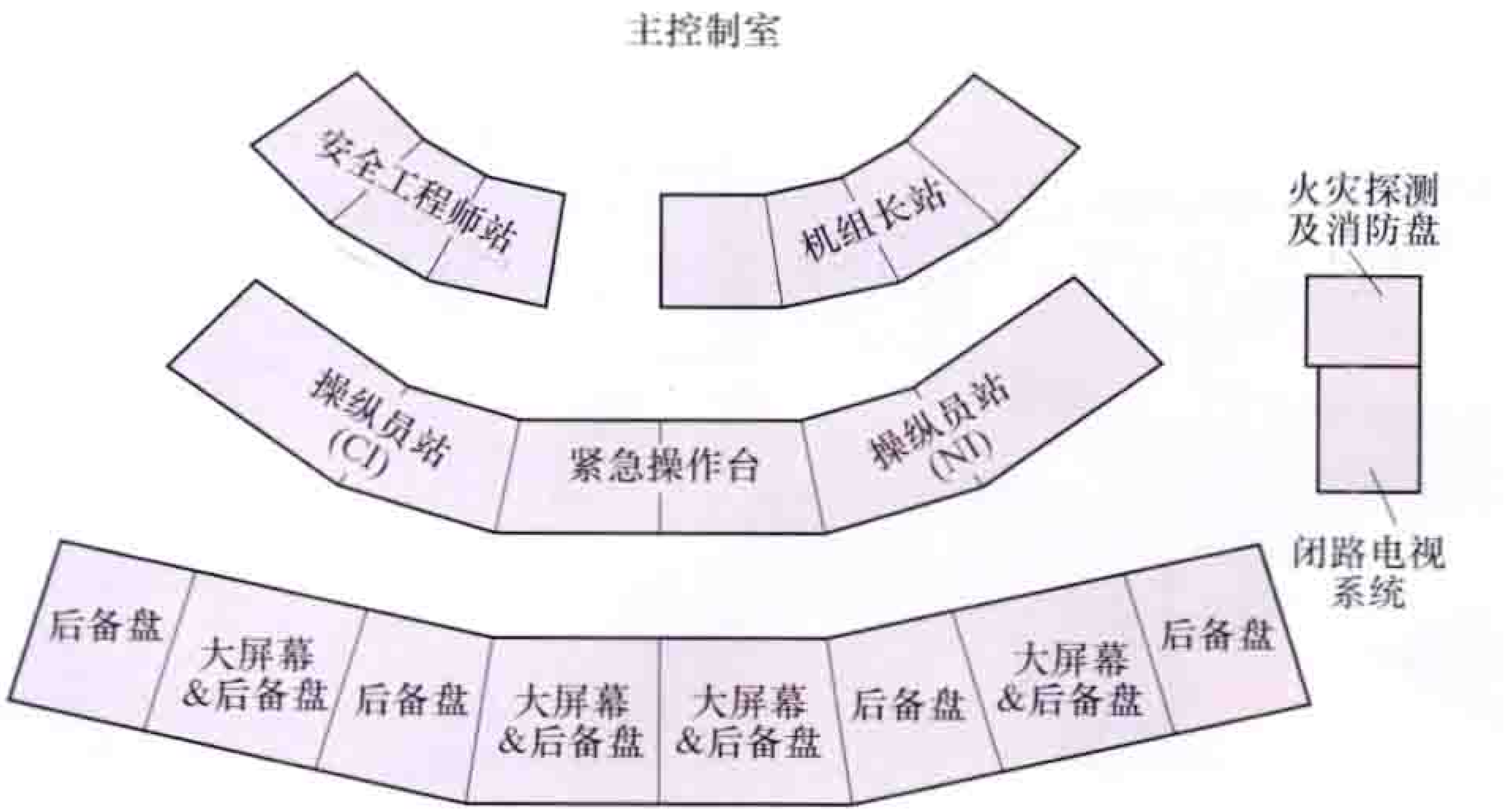


图 3　数字化核电厂主控制室布置



图 4 秦山核电厂主控制室（秦山运行公司 提供）



图 5 秦山第二核电厂主控制室（秦山运行公司 提供）



图 6 田湾核电厂主控制室（江苏核电有限公司 提供）



图 7 岭澳核电厂二期主控制室（中国核电工程有限公司 提供）



图 8 秦山第三核电厂主控制室（秦山运行公司 提供）



图 9 大亚湾核电厂主控制室（中广核集团公司 提供）



图 10 福建福清核电厂主控制室
（福建福清核电有限公司 提供）

参考书目

艾文高．控制室设计与人机工程学手册．北京：人民邮电出版社，2011.

zhukongzhishi renyin gongcheng

主控制室人因工程 (main control room human factor engineering) 研究如何最大限度地发挥操纵员及仪控设备的效能，尽量降低出错的可能性。从核电厂的安全性和可操作性出发，考虑人机功能分配最佳化、人机接口设计合理化的科学。美国三里岛核电厂事故之后，主控制室设计中广泛应用人因工程，并逐步发展为核电厂设计的基本准则（NUREG 0711 等）。主控制室人因工程内容包括主控制室

功能分配和任务分析、布置、环境、信息和控制系统以及主控制室设计的人体工程学基础等方面。

主控制室功能分配和任务分析　在核电厂正常、异常及事故运行时主控制室所履行功能分析的基础上，进行功能分配，分配给操纵员的任务应适度。分配时要考虑到负荷量、响应时间、准确度、动作速度、操作和决策的复杂性等因素；还需考虑在异常和事故工况下，时间、环境和心理压力的影响，任何情况下对操纵员的要求都必须在人的能力范围内。功能分配还涉及主控制室工作人员之间的职能分配，以及相应的控制台、盘、屏的布置，必须确定并提供全部必要的信息和操作手段，保持必要的最小数量，以避免操纵员负担过重。

主控制室布置　主控制室必须具有足够大的空间，允许主控制室工作人员进行所有必需的活动。主控制室内装饰应考虑灯光和颜色的协调性，以形成良好的视觉环境。主控制室内台、盘、屏的布置应考虑操纵员在台前坐姿时能看到执行其任务所需的全部信息，每个操纵员在其操作区内都具有执行其任务所需的信息和控制器，并且在异常工况下使操纵员移动的范围最小。主控制室的布置应尽可能便于操纵员之间的联系和协调。

主控制室环境　主控制室构筑物的抗震级别必须是抗震Ⅰ类，必须提供辐射屏蔽、抗自然事件及人为事件的防护能力。主控制室的空调系统在正常情况下应满足：室内温度为18～25℃，相对湿度为20%～60%，通过人体的气流速度不超过15m/min，引入的室外新鲜空气不小于0.43m^3/(min·人）等。照明应均匀，避免阴影、眩光和反光等，照度应满足可视操作的要求，应急照明应自动起动并立即可用。主控制室的声学设计应保证不妨碍操纵员之间的口头通信，环境噪声不大于规定的值，回声也有所限制。

主控制室信息和控制系统　主控制室内最主要的人机接口，为控制室工作人员提供对设备的操作控制手段，同时系统具有数据采集、处理、显示、报警、记录和打印等功能。主控制室信息和控制系统应具备一致性和明确性，即信息和操作手段在颜色、位置、指示、声音等方面的一致性和可验证性；同时各种信息和操作手段不能混淆；所提供的操作手段应尽量符合操纵员的使用习惯，所提供的信息应考虑优先顺序或时间（或事件）顺序。

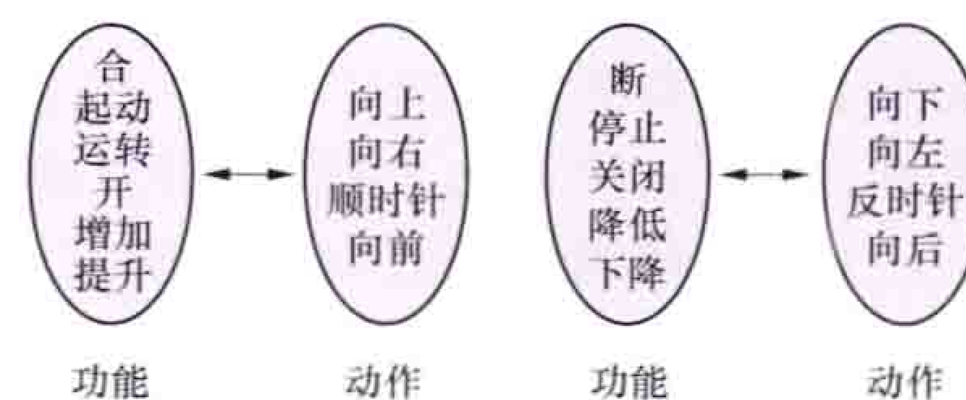
随着计算机技术在核电厂仪表和控制系统中的应用，在三里岛核电厂事故以后开发了安全参数显示系统，随后又开发了操纵员支援系统（见技术支援中心）。上述系统的开发本身就是应用人因工程的体现。安全参数的显示应以最少数量的参数，易发觉和易理解的方式，向操纵员提供反应堆安全状态信息。

主控制室设计的人体工程学基础　核电厂主控制室设计应特别注意到与操纵员特性有关的人体工程学基础，即考虑人体尺度、感官能力、思维能力、生理与心理特征、动作习惯、反应能力及限度等。

(1）人体尺度。在人机接口设计中，人体尺度占有重要位置。这涉及系统性能、操纵员安全及机器的可操作性等。关于人体尺度数据，各国有所差别，原则上要为90%操作人员所接受。

(2）习惯选择。控制设备的操作方式及仪表信息指针的位移方向要符合常人的操作观察习惯，这可用图中所示的功能与动作关系进行表示。此外，颜色的选择也应符合习惯，用红色表示异常，绿色表示正常。显示屏幕对工艺流程和事件顺序的显示，以及变量的过程显示一般从左至右、从上至下展开。

(3）感官能力。适合听力的一般音响强度为60～90dB，频率为500～3000Hz。适合视力的一般照度为200～500lx。对盘台的布置应考虑操纵员的视角和姿态。对信号标志应考虑到操纵员的视距。



控制设备功能与动作关系

(4）思维及反应能力。应特别注意操纵员在紧张状态下处理信息的能力，包括其反应速度和逻辑判断的正确性。考虑到操纵员生理与心理上的限度，为改善人机接口，提高操纵员效能，减少差错，世界各国正在开发各种操作指导和事故分析系统。

主控制室人因工程还包括更广泛的内容，诸如为提高操纵员素质的教育、培训和资质考核，它涉及基础知识教育、安全文化，以及在核电厂仿真机上的操作实习等；此外，还有操作规程的规范化，设立技术支援中心等。主控制室人因工程是一项长期的工作，在核电厂运行之后还应建立一套人因监测和反馈机制，以确保核电厂不因后续设计变更等的实施而使原有人因措施降低效率，从而影响核电厂安全和运行效率。

zhukongzhishi yingji kejuliu xitong

主控制室应急可居留系统

(main control room emergency habitability system)　主要用于核电厂厂区出现高的放射性剂量等情况下，维持主控制室人员较长时间工作所必需的生活条件和工作环境的系统。这种情况说明可能已发生放射性物质从安全壳释放到环境的严重事故，为便于核电厂操纵员监视和控制事故状态，主控制室应急可居留系统设计要满足以下要求：①密封性要求。保持主控制室相对周边区域有一个正压，防止污染空气进入，按低泄漏要求进行结构设计。②屏蔽要求。主控制室四周墙壁厚度按严重事故下的屏蔽要求进行设计，确保在整个事故期间个人所受的全身照射不超过有效剂量当量50mSv。③通风要求。设置专用的通风系统，为主控制室设备和人员提供合适的环境。④安全设计要求。按核级设备和构筑物要求进行设计，考虑单一故障、抗震、防飞射物、防火和防水淹设计。能动设备由安全（应急）可靠电源供电。⑤配置可移动的呼吸装置，应对有毒或有害气体。⑥提供人员的生活保障。为满足主控制室人员事故工况下较长时间工作需要，主控制室应急可居留的范围一般包括主控制室、值班室、技术支持中心、厨房和盥洗室。

核电厂正常运行时，由非核安全级要求的正常通风空调系统来满足主控制室环境要求。在正常空调系统不可用时，如断电事故，可采用起动用于主控制室应急可居留系统的通风系统来满足主控制室环境要求。该系统可以采用非能动方式，设置储有一定量的仪用压缩空气储罐，事故下提供主控制室通风需要；也可以设置能动的通风系统，按核安全级要求设计和由安全（应急）电源供电。

zhuzhengqi gelifa

主蒸汽隔离阀 （main steam isolation valve） 用于主蒸汽管破裂时迅速关闭，以防止破口处蒸汽流出量过大引起反应堆冷却太快，使反应堆重返临界；或造成安全壳内压力超过设计限值（见核电厂设计基准事故）。主蒸汽隔离阀位于安全壳外的辅助厂房内，在主蒸汽安全阀和大气释放阀的下游，正常工况下阀门全开，事故下5s内关闭。

主蒸汽隔离阀是双向楔形闸阀，阀体焊接在主蒸汽管线上。阀的执行机构由氮气储罐和液压/气动回路组成。氮气储罐内储有一定压力的氮气，能够确保阀门可靠关闭，不需其他能源。液压回路包括一个液压缸、一台电动油泵和相应管路，利用高压液体来平衡氮气压力，维持阀门处在正常开的位置。一旦接到关阀指令，液压回路立即卸去油压，阀门在氮气压力下迅速关闭。

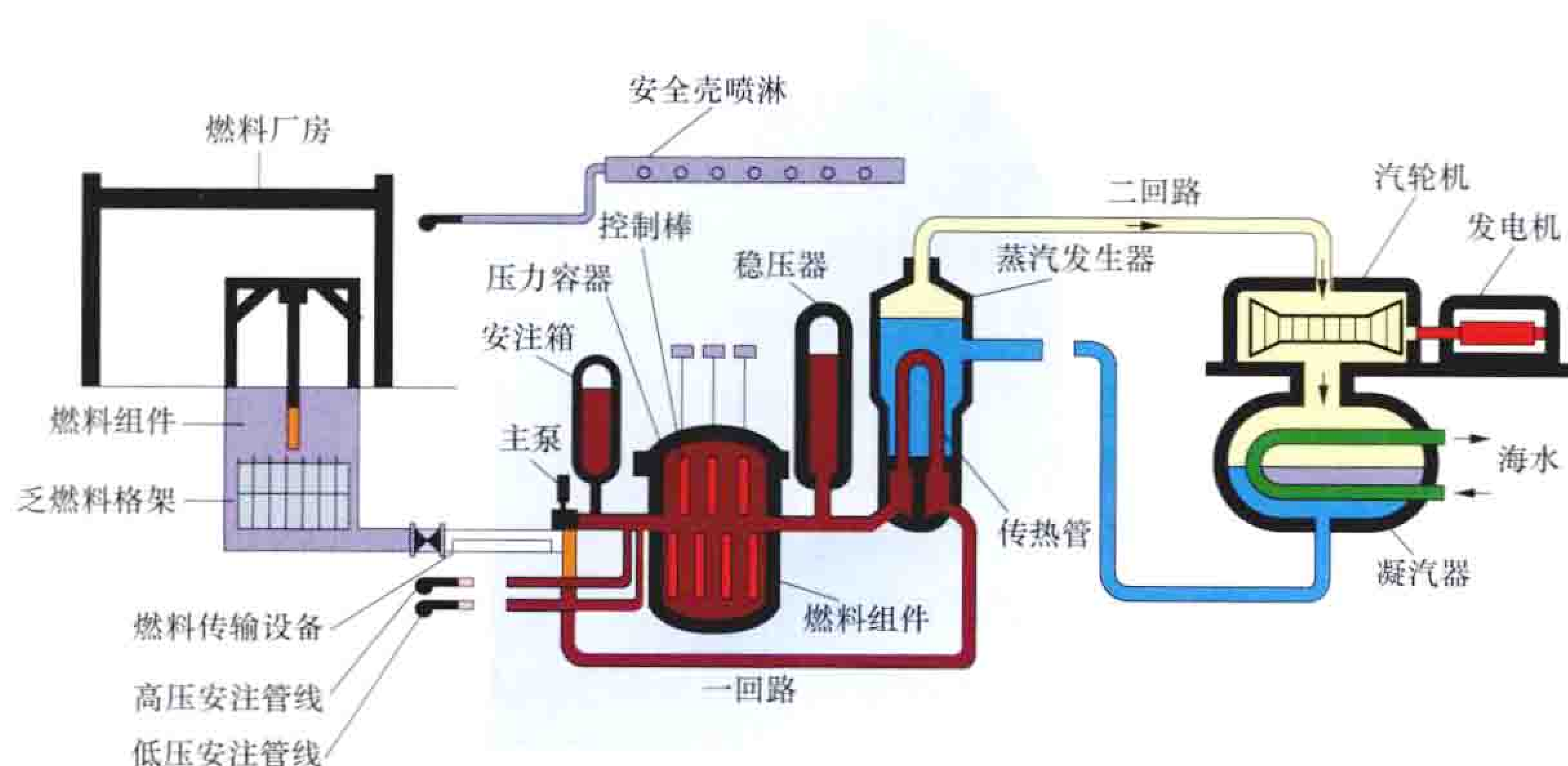
主蒸汽隔离阀为核安全2级设备，应考虑地震、外部飞射物发生时不影响其功能。为保护主蒸汽隔离阀在蒸汽管道破裂时不影响其功能，在设计中采取如下措施：①在安全壳内蒸汽管道破裂时，由管道贯穿件的锚固点来吸收管道破裂应力；②在主蒸汽隔离阀下游的蒸汽管道破裂时，设置管道限制器来吸收管道破裂应力；③对管道贯穿件锚固点与管道限制器之间的管道（超级管道），采用特殊的制造工艺和质量控制来排除这段管道发生破裂的可能。

主蒸汽隔离阀阀位控制回路采取冗余设计，分别由A、B系列安全电源供电，在丧失电源时阀门处于关闭的安全位置。

zhuanshe anquan sheshi

专设安全设施 （engineered safety features） 核电厂在事故工况下投入使用并执行安全功能，以控制事故后果，使反应堆和安全壳在事故后达到稳定的可接受状态而专门设置的各种安全系统的总称。在发生失水事故、主蒸汽管道破裂事故等核电厂设计基准事故时，专设安全设施能实现安全停堆，冷却堆芯，或限制燃料棒包壳破损量，防止事故进一步演变发展为超设计基准的严重事故，并将由反应堆冷却系统压力边界释放的放射性物质封闭在安全壳内，以保护核电厂以及工作人员和公众的安全。

压水堆核电厂的专设安全设施（见图）主要包括：①安全壳；②应急堆芯冷却系统（见压水堆安全注射系统）或非能动堆芯冷却系统；③安全壳喷淋系统或非能动安全壳冷却系统；④安全壳隔离系统；⑤辅助（应急）给水系统；⑥安全壳热量导出系统。



核电厂专设安全设施

专设安全设施的系统和设备一般属于核安全2级、抗震Ⅰ类，设计上要考虑冗余性、多样性和独立性。要求其电动设备接至安全（应急）电源。由于事故后堆芯允许失水的时间很短，因此，事故后各设备需要迅速按预定的自动控制顺序依次供电起动。主要阀门的开启或关闭时间也需按事故处理要求有明确的规定，重要的阀门应短于5s。

在能动安全核电厂中用于专设安全设施的支持系统，如设备冷却水系统、压水堆重要厂用水系统、压水堆安全壳通风和净化系统、应急压缩空气系统等是安全相关系统，应按安全相关要求进行设计，其电动设备应接至安全（应急）电源。

zhuanshe anquan sheshi qudong xitong

专设安全设施驱动系统 （engineered safety features actuation system） 反应堆保护系统的一部分，包含从传感器开始，并包括传感器在内，一直到安全执行系统和安全系统辅助设施输入端的所有电的和机械的器件和电路的系统，它产生驱动有关专设安全设施的信号。用以监测与反应堆安全有关的核电厂物理、热工和水力参数（保护参数），并在其变化超出预定值（整定值）时，发出保护动作信号，驱动有关专设安全设施投入工作，并达到所要求的运行状态。

功能 当核电厂发生稀有事故和极限事故时，除了要求反应堆停堆外，还要驱动一个或多个选定的专设安全设施投入工作，以避免或减轻反应堆设备损坏和大量放射性物质释入环境。对能动安全系统压水堆核电厂，一般专设安全设施驱动系统能产生以下专设安全设施的驱动信号。

（1）安全注射系统。包括高压安全注射、低压安全注射系统，应对失水事故和主蒸汽管道破裂事故。

（2）安全壳喷淋系统。应对安全壳内高能管道破裂事故。

（3）安全壳隔离系统。分A、B阶段隔离。A阶段安全壳隔离：配合安全注射信号动作，隔离与之无关的所有（个别除外）贯穿安全壳的工艺和通风系统管道，防止放射性物质从安全壳逸出。B阶段安全壳隔离：配合安全壳喷淋信号动作，隔离A阶段尚未隔离的主泵轴封水回流。

（4）蒸汽管道隔离。应对主蒸汽管道破裂事故。

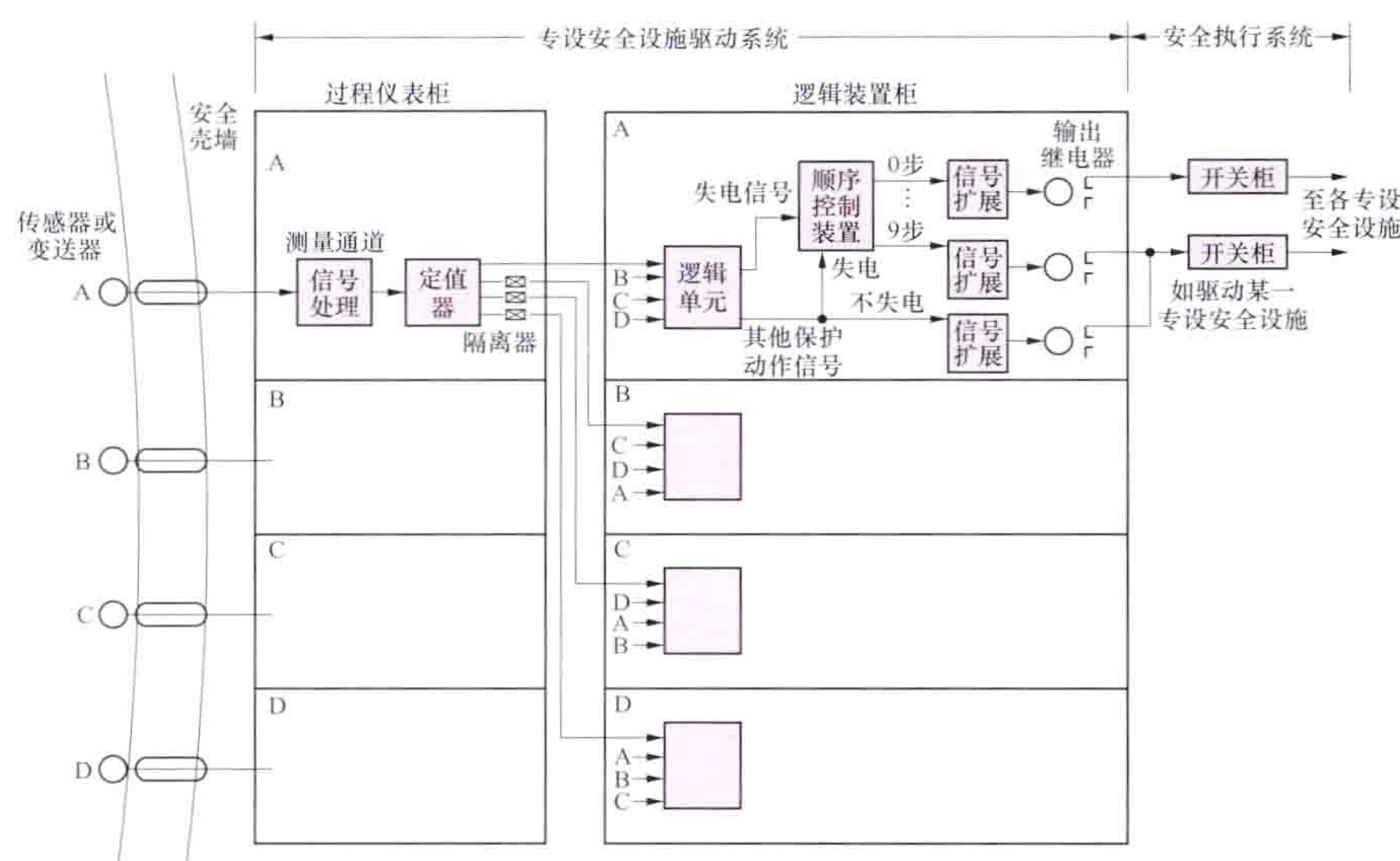
（5）主给水管道隔离。主要应对蒸汽发生器高水位事件和配合安全注射系统工作。

（6）辅助（应急）给水系统。应对主给水系统停运和蒸汽发生器低水位事件。

（7）应急柴油发电机系统。应对安全母线失电事故。

组成及工作原理 专设安全设施驱动系统组成的前半部分（测量通道和逻辑单元）和紧急停堆保护系统一样，但自逻辑单元输出之后两者开始不同。典型的能动安全系统压水堆的专设安全设施驱动系统工作原理见图。

由于驱动一个专设安全设施往往需要驱动若干台泵和阀门，因此其驱动信号必须先经过信号扩展成多路输出再分别去驱动相应的设备。信号扩展功能可用无触点逻辑元件或继电器实



典型能动安全系统压水堆的专设安全设施驱动系统工作原理

现。另外，由于专设安全设施往往功率较大（大的可达数百千瓦甚至更大），因此只在安全母线有电时，才允许其直接连接至安全母线自行起动，当安全母线失电时，它必须转至由应急柴油发电机组供电。由于应急柴油发电机组容量有限，故为了使之带载时不被“拖垮”，且满足频率和电压特性要求，必须通过失电顺序控制装置，由它按时序发出10个输出信号，每个输出信号之间设有一定的时间间隔（一般为5s，必须能使被驱动的专设安全设施起动完毕达到稳定运行工况），以便使应急柴油发电机组能顺序带载。中国二代改进型堆设有“失电”“失电＋失水”“失电＋失水＋安全壳高－高压”三种顺序。有的压水堆，为减小专设安全设施同时接入安全母线对电网的冲击，还设有安全注射顺序控制装置。

为了在不同的运行条件下允许或禁止某些保护功能，专设安全设施驱动系统设有允许电路（或联锁电路）。专设安全设施驱动系统测量通道和逻辑单元采用的定期试验方法与紧急停堆保护系统相同。

对于非能动安全系统压水堆核电厂，其所采用的专设安全设施与能动安全系统压水堆核电厂有较大不同，故其专设安全设施驱动系统的驱动信号和采用的保护参数也与能动安全系统压水堆核电厂有较大区别。AP1000堆专设安全设施驱动保护参数见反应堆保护参数。

zhuanhuanbi

转换比

（conversion ratio）　反应堆内通过转换所产生的易裂变同位素（见核素）核数与消失的易裂变同位素核数之比，用R_C表示。^{238}U核通过俘获中子的核反应，可以转换成^{239}Pu核；同样，^{232}Th核则转换成^{233}U核。在装有^{238}U或^{232}Th的反应堆内，利用裂变中子生产出新的易裂变同位素的过程称为转换。一般压水堆的转换比为0.5～0.6。高温气冷堆具有较高的转换比，通常约为0.8。快中子反应堆的转换比可以明显地大于1.0。因而，在快中子反应堆中，伴随着易裂变同位素材料的消耗，转换生成的^{239}Pu或^{233}U不仅能补偿其消耗，而且还有所盈余。所增殖的易裂变材料可供其他新反应堆使用。这种反应堆称为增殖反应堆。将这些反应堆的转换比（$R_C>1$）称为增殖比，并以R_B表示加以区别。

热中子反应堆由堆芯、反射层组成，堆芯内含增殖材料（^{238}U或^{232}Th），转换比可按$R_C=\varepsilon\bar{\eta}^F\Lambda_f(1-p)+\frac{\Sigma_C^B}{\Sigma_a^F}$计算，其中$\varepsilon$为快中子倍增因子，在无限介质中由各种不同能量中子引起裂变产生的平均中子数与仅由热中子引起裂变产生的平均中子数之比；$\bar{\eta}^F$是每次吸收的中子产额，它是燃料每吸收一个热中子后由于裂变而释放的快中子平均数；Λ_f为反应堆的快中子不泄漏概率；p为逃脱共振吸收概率；Σ_C^B、Σ_a^F分别为增殖材料平均热中子宏观俘获截面和易裂变同位素平均热中子宏观吸收截面。对于热中子反应堆，^{233}U的$\bar{\eta}$比^{235}U和^{239}Pu的$\bar{\eta}$大0.15～0.20，所以热中子反应堆使用^{233}U能达到更高的转换比。快中子反应堆中，^{239}Pu的快中子的$\bar{\eta}$比^{233}U和^{235}U的$\bar{\eta}$大，所以为达到高转换比，应使用^{239}Pu。但是^{239}Pu和^{233}U均需通过核燃料的转换过程才能得到。随着反应堆的运行，燃料吸收中子所形成的重同位素及裂变碎片的积累会使转换比逐渐变小。

zhuangliao linjie he digonglü shiyan

装料、临界和低功率试验

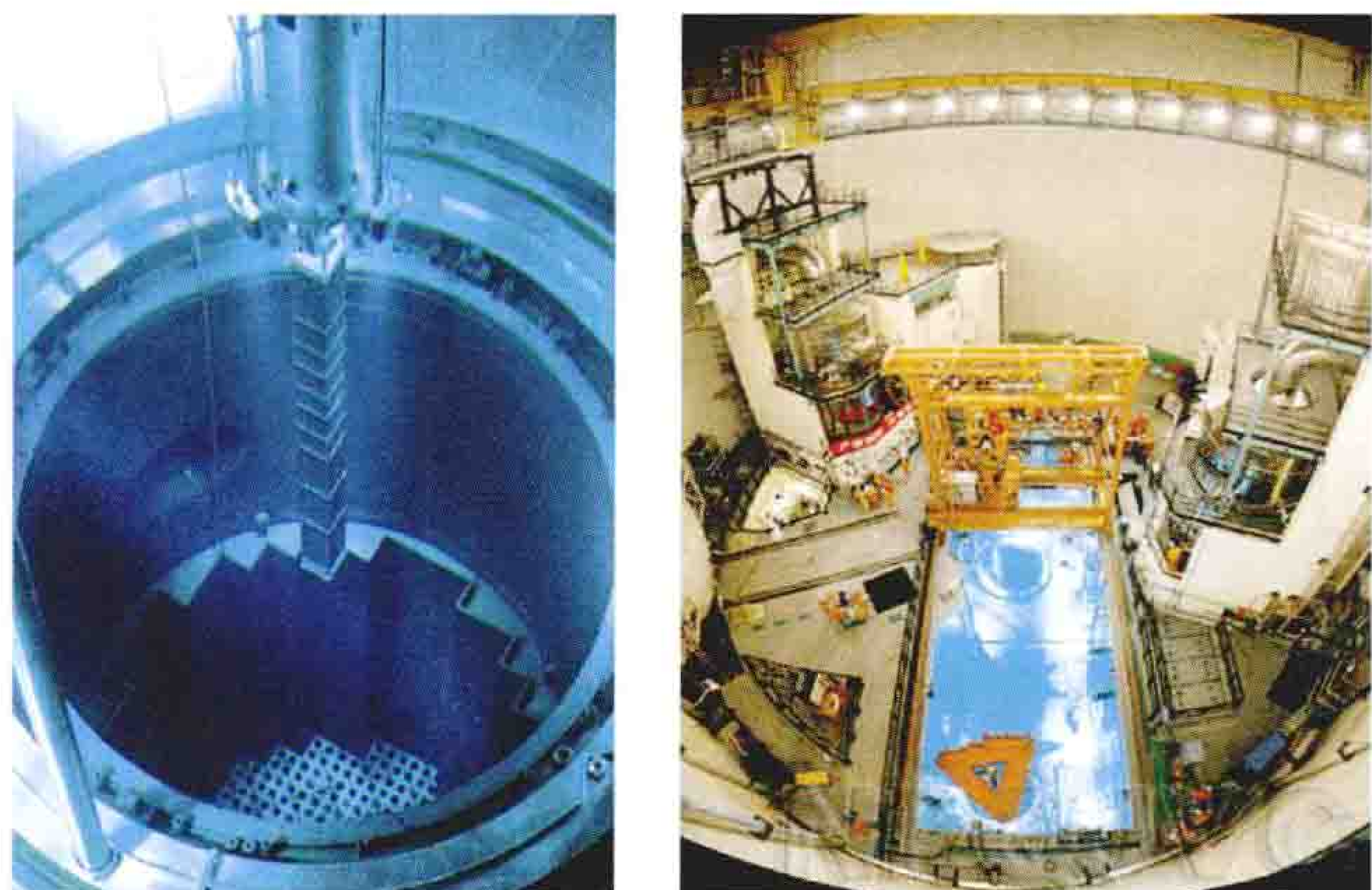
（fuel loading，criticality and low-power tests）　在核电厂预运行阶段的试验全部完成并取得满意的结果，经国家核安全主管部门审评同意并颁发机组核燃料装载许可证后，才可以进行反应堆装料，并开展装料后的试验工作。燃料装入反应堆，标志着核电厂运行的开始，机组运行必须满足运行技术规格书规定的运行限值和条件，全面满足核电厂运行有关的安全要求。该阶段试验包括装料、首次临界和低功率试验。

装料　按预定顺序和设计要求将燃料组件逐一从燃料储存池输运并装入反应堆堆芯的过程。由于反应堆首次装载没有放射性，不需要屏蔽。压水堆初装料时，燃料组件有三种不同的^{235}U富集度，分三区装载，最高富集度的组件装在外围，较低富集度的组件按不完全棋盘格式排列在堆芯中部。燃料组件中的控制棒组件、中子源、阻力塞或可燃毒物组件要预先装入，然后用装卸料机根据燃料装载方案依次装入堆芯的指定位置。装料前压力容器充满规定硼浓度的硼水，定时监测反应堆冷却剂的硼浓度，同时，检查隔离相关的辅助系统，以防清水漏入。

压水堆装料的顺序一般是：燃料组件从输运装置卸出后，沿堆芯90°～270°方向平行装入三排组件，接着在堆芯180°方向上平行装入三排组件，然后依次装入90°位置的两个象限组件，再在0°方向上装入三排组件，最后依次装入剩余两个象限的组件。这种装料方式称为桥式平板装料方式。其特点是结构上较为稳定，组件装入后不容易倾倒，且带有

中子源的组件可较早地装到规定位置，有利于临界安全性的监督。

在装料过程中，反应堆接近临界的状态可根据源量程测量通道和临时加装 BF_3 计数装置的读数进行监督，反复核对、检查，确保燃料组件装载正确无误。在装料完成后，进行水下摄像作为记录备查。装料完成后安装堆芯压紧部件、压力容器顶盖及堆顶其他部件。秦山第二核电厂 3 号机组首次装料见图。



秦山第二核电厂 3 号机组首次装料

首次临界前试验　压水反应堆在达到临界状态前再次进行冷态和热态工况下一回路的水力特性试验，如反应堆冷却剂泵流量（包括惰转流量）测量、反应堆冷却剂测温旁路流量测量等；同时完成其他在未装载燃料前无法实施的试验，如控制棒驱动机构动作特性试验、控制棒落棒时间测量、堆内核测量仪表试验等。对于首次设计建造的轻水堆核电厂（原型堆核电厂），还要进行反应堆堆内构件流致振动测量和稳压器波动管热分层评估的试验。

首次临界试验　使反应堆堆芯安全地第一次达到临界状态的过程。首次临界试验必须事先得到国家核安全监管部门的批准。

首次临界试验必须在反应堆处于规定的热态额定工况下进行。首次临界试验前要事先进行临界条件估算，以确定控制棒临界棒位、临界硼浓度等参数。反应堆操纵员根据反应堆次临界状态下中子注量率变化规律，通过从堆内相继提升各组控制棒组件，稀释冷却剂中的硼浓度，缓慢引入正反应性，严密监视中子计数率变化，直至反应堆的链式裂变反应能够自持进行，即反应堆达到临界状态。反应堆达临界状态后，通过提升留在堆芯最后的一组控制棒来增加中子注量率水平，以检查堆外核测仪表源量程、中间量程、功率量程通道工作是否正常，同时检查刻度反应性测量仪表。

低功率试验　反应堆功率维持在热态稍高于零功率时进行的物理特性试验。在此足够低的功率水平下，可使燃料避免较大的辐照和反应堆部件受到严重的活化。低功率试验目的是为核电厂安全运行提供必要的试验数据，同时用于校核理论计算，验证堆芯物理参数试验测量值与设计预计值的一致性，验证用于运行安全分析报告中假设条件的有效性，证实反应堆已具备在较高功率水平下运行的合适条件。

压水堆的低功率试验内容包括：测量与堆芯安全运行相关的物理参数；测量慢化剂温度系数；控制棒价值和硼价值的测定；测量不同控制棒布置状态下的中子注量率分布；最小停堆硼浓度（即为使反应堆具有设定的停堆深度，假设反应性价值最大一组控制棒全抽出，其他控制棒全插入堆芯情况下，冷却剂中还需添加的最小硼的浓度）的验证；一束最大效率控制棒束抽出和下插试验等。对于首次设计建造的轻水堆核电厂（原型堆核电厂），除进行低功率试验外，还要进行模拟失去全部厂外电源状态下的自然循环试验。

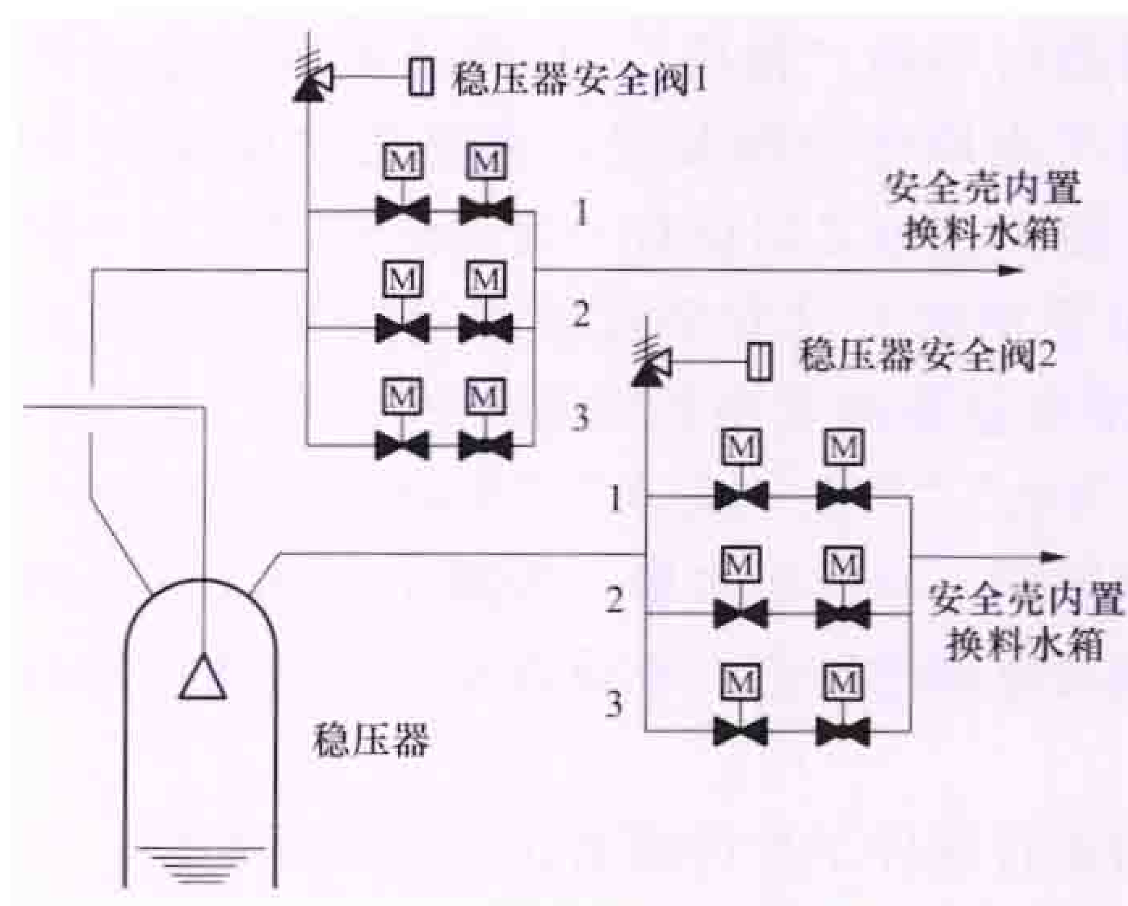
低功率试验时，蒸汽通过大气释放阀对空排放或通过旁路向凝汽器排放来对反应堆冷却剂系统进行冷却。与此同时起动二回路系统，利用辅助锅炉生产的蒸汽对除氧器加热、凝汽器抽真空等，为汽轮机冲转和发电机并网作准备。

zidong xieya xitong

自动卸压系统

（automatic depressurization system，ADS）　AP1000 先进压水堆核电厂反应堆冷却剂系统内专用于事故工况下保护反应堆安全的系统，是专设安全系统。用于核电厂发生设计基准事故后有序对反应堆冷却剂系统卸压，支持非能动堆芯冷却系统实施安全注射功能。严重事故下，通过快速卸压，降低反应堆压力容器压力，防止高压熔堆。

自动卸压系统由四级降压阀门及卸压管路组成。第 1～3 级卸压管路从稳压器顶部引出两个并联系列（见图），通过鼓泡器向安全壳内置换料水箱排放。第 4 级卸压管路从每条反应堆冷却剂环路热段引出一系列向安全壳内空间相通的环路隔间排放。事故发生后，非能动堆芯冷却系统堆芯补水箱向堆芯注水，当水箱水位下降到低液位整定值时，第 1 级卸压阀自动打开，并经一定时间延时，依次打开第 2、3 级卸压阀。待压力下降到低于安全注射箱充压氮气压力时，安全注射箱动作，向堆芯注射硼水。当堆芯补水箱水位下降到低-低液位整定值时，第 4 级卸压阀打开，由于第 4 级卸压能力较大，阀门开启后反应堆冷却剂系统的压力很快就下降到与安全壳内的压力平衡，安全壳内置换料水箱依靠重力注射和安全壳地坑再循环注射运行得以实施，保证了对堆芯的长期冷却。第 4 级自动卸压系统排放的蒸汽在安全壳壁面被非能动安全壳冷却系统冷凝后流回安全壳内置换料水箱或地坑。



ADS 第 1～3 级降压阀多重布置

ziran xunhuan

自然循环

（natural circulation）　在重力场作用下，回路内流体冷段和热段的密度差形成驱动压头所引起的流体循环流动。自然循环的建立，必须具有热源、冷源、回路、流动工质等要素，且下位热源与上位冷源有足够的高度差。高度差越大，驱动力越强；冷热源温差越大，驱动力越强。

根据系统中流量计读数或能量平衡情况，可直接或间接地判断自然循环的建立、中断及循环能力。

自然循环能力主要取决于驱动力和总压降的自然匹配或平衡。影响驱动力的因素主要包括系统温差形成的密度差、冷热源位置的高度差；总压降包括各段的压降总和。确定稳态自然循环能力的方法有作图法和差分法两种。采取作图法时，需要首先获得总压降和驱动力随流量变化的曲线，这两条曲线的交点就是自然循环稳态流量，然后获取传输的热量。差分法需要建立不同区段的换热、输热、流动、压降等方程，借助差分迭代联立求解，从而获得稳态流量和传输的热量。两者都需要实验获得的经验关系式或系数。还可以通过模拟实验，获得自然循环能力及输热能力。

由于自然循环无需动力机械驱动，避免了动力设备故障或失效所带来的风险，因此核电厂冷却系统的设计经常利用自然循环原理，提高冷却系统的可靠性和安全性。特别是在强迫循环系统失效的情况下，自然循环可以实现核反应堆剩余发热冷却的部分功能。有些中小型反应堆更多地采用了自然循环原理，使反应堆的剩余发热甚至反应堆满功率运行时依靠自然循环带出堆内热量。除反应堆冷却以外，在核电厂其他系统或设备的冷却中也经常采用自然循环原理，如安全壳及乏燃料的冷却。

zongpingmian buzhi

总平面布置 (general layout) 在选定的厂址上，为满足核电厂建设、运行和退役在技术、安全、环境保护和经济等方面的要求，结合核电厂厂址特征对厂区各建筑物、构筑物及室外工程设施的平面位置和竖向布置进行的统筹安排。由于反应堆堆型及机组容量不同，各种核电厂的建筑物、构筑物组成也有差异。一台百万千瓦级的核电机组所需的主厂房群有：构成核岛的反应堆厂房、燃料厂房、核辅助厂房、电气厂房、连接厂房、柴油发电机厂房等；构成常规岛的汽轮发电机厂房及其附属构筑物（如主变压器平台等）。辅助建筑分两类：第一类为生产性辅助建筑，包括冷却水泵房、开关站、放射性废液储罐、废物辅助厂房、气体制备厂房、化学水制备厂房、辅助锅炉房、检修厂房、备品备件仓库、车库等；第二类为行政辅助建筑，包括行政办公楼、生产办公楼、培训中心、接待中心、资料档案馆、应急指挥中心、食堂、保卫、消防等。

在工程可行性研究阶段核岛定位、主厂房布置、取排水方案、出线方案、固定端及扩建方向等可能影响总平面布置格局的重要因素已经固化，在总体设计阶段总平面布置随着各子项设计的深入而做必要的调整。此后总平面布置设计重点是从子项之间的关系、系统的要求、竖向设计、管线综合布置、环境设计等方面对具体布置进行优化，确定厂区的范围，协调好厂区与施工准备区的关系，为厂区四通一平设计提供准确的输入。

总平面布置要求　核电厂总平面布置应满足的主要要求有：①生产运行及检修的要求；②厂内外交通运输顺畅便捷；③符合厂区防火、保卫、防撞击、防爆炸、防飞射物和防洪、防斜坡及地基失稳等安全要求；④满足在运行状态及事故状态下尽量减小释放物对环境和公众影响的安全要求；⑤合理划分带放射性建筑物与不带放射性建筑物的相关位置，功能分区明确，方便运行和管理；⑥建筑物与构筑物的间距、相互位置应满足卫生安全、施工安装、消防及地下与地上工程管网敷设的要求；⑦厂内外交通运输出入口及通信设施应能适应核电厂建设、运行和需要时采取应急措施的要求；⑧布置紧凑、节约用地，充分考虑分期建设、近远期结合和统一规划的要求，并留有可能发展的余地；⑨公用应急水源及电源的考虑。

主厂房布置　主厂房布置因反应堆厂房与汽轮发电机厂房的连接方式不同可有多种布置形式。不同的布置形式各有利弊，通常的做法是在综合考虑的基础上在三方面做出选择：①按拟建核电厂的规模（反应堆的数量）可选择为单堆布置、双堆布置或多堆布置；②按反应堆厂房与汽轮发电机厂房的相对位置可选择为分离式布置（即分散布置）或联合式布置（即集中布置）；③按汽轮发电机厂房纵轴方向（发电机转动轴线方向）与反应堆安全壳的相关关系可选择为径向布置。单堆集中布置，可自成体系，有利于实现单元制和标准化，也便于分期投资。双堆或多堆集中布置，可共用汽轮发电机厂房和核辅助厂房等，有利于降低工程投资。单堆、双堆或多堆的分离式布置是一种受核电厂厂址条件限制而采取的布置方式。汽轮发电机厂房对反应堆厂房呈切向布置时，可减少占地面积，但不利于防御汽轮发电机断裂形成的飞射物对反应堆厂房的撞击。

主厂房群定位后，再在统筹全厂使用的工艺流程、行政管理、建筑功能分区、全厂交通组织、室外管网的平面及竖向设计和安全保卫实体屏障的设计要求等多项因素的基础上，安排厂区辅助子项的平面位置。

核电厂平面布置　确定全厂区各建筑物、构筑物和公用及室外工程设施等的平面位置。其中最重要的是要确定主厂房区的平面布置，以便据此配置全厂区的其他建筑物与构筑物。在确定主厂房区的平面布置时应考虑规划容量，选择的核电机组类型，结合地形特征、地基岩石的适宜性、循环冷却水的取排水方向、输电出线走廊的方位等厂址环境条件，使其能满足与厂区其他建筑物和工程管网及厂区内外交通运输设施建立各种连接的要求。多堆厂址尚应综合考虑机组中心间距及辅助生产建筑的平面方位，应急计划所需的外部条件及工程投资的合理性等。

核电厂竖向布置　将厂区的自然地形改造成为能满足安全防护、生产工艺、交通运输、防洪与地面水排除要求，土石方量与室外工程量最小及工程管网敷设简易等要求的设计地形的布置。核电厂竖向布置的关键是：①确定核岛厂房和与其相关的其他安全重要建筑物及构筑物等核安全重要厂房区的场坪标高；②确定反应堆厂房与汽轮发电机厂房的竖向连接。

核安全重要厂房区的场坪标高，应根据所选厂址的地形、地貌、地质、地基、水文、地下水位及其流向等自然条件，在综合考虑设计基准洪水位、冷却水提水高度、工程管网布置、各厂房间的接口关系、厂内外运输、场地平整的边坡开挖高度及土石方量等因素的基础上确定。核安全重要厂房区的场坪标高必须设计成能防御厂址所在地区的降水、高潮位、高水位等引起的洪水泛滥的影响，即必须满足核安全重要厂

房区不受洪水淹没影响的要求。为此，通常可选用干厂址布置法，即将核安全重要厂房区布置在设计基准洪水位以上，同时考虑风浪和杂物堆积作用的影响。一般在地形、地貌条件允许且又不致引起提高取水高度而过多增加运行费用时，应采用这种布置方法。国际上的大多数核电厂也都采用了这种布置方法，以达到防御设计基准洪水的目的。中国的大亚湾核电厂、秦山第二核电厂、岭澳核电厂均采用了这种布置方法。

反应堆厂房与汽轮发电机厂房的竖向连接，通常根据核安全重要厂房区的场坪标高和所选厂址的地形条件，在综合考虑核电厂生产运行、交通运输、管线敷设、卫生及防火等要求的特殊性的基础上，可以采用连续式布置，即将反应堆厂房和汽轮发电机厂房室内零米标高布置在同一标高上，也可结合地形条件采用重点式布置，即将反应堆厂房与汽轮发电机厂房室内零米标高布置在不同标高上。在一定的地形条件下，采用后一种布置方式可以减少场地平整的土石方量，降低冷却水提水高度，节约运行费用。

zongshen fangyu yuanze

纵深防御原则 (defense in depth principle) 使核设施和核活动置于多重保护之中，即使一种手段失效，也将得到补偿或纠正，而不致危及工作人员、公众和环境。

由于核辐射会对人体造成伤害和对环境造成不利影响，因此，在核电发展的初期，核工业界就提出了以设计的保守性和设备的可靠性为中心的纵深防御原则。1979 年美国三里岛核电厂事故后，国际原子能机构提出了完整的四道屏障五个层次的防御，考虑多重失效、严重事故、重视人因的纵深防御原则。中国核安全法规中也系统地阐述了这一原则。实施纵深防御原则的核心是设置多道屏障和多重保护。

多道屏障　核电厂设置多道实体屏障以防止放射性物质的外泄。这些屏障通常包括燃料芯块、燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界和安全壳。这些屏障是实体屏障，可以把放射性物质包容在连续几层空间内。这些屏障可以有运行和安全双重效用，或只有安全用途。只有多道屏障系统没有损坏并且能发挥其设计功能时，核电厂才允许功率运行。

多重保护　核电厂必须设置多重保护，即使有一重保护失效，其功能也将得到补偿或纠正。①设置多种手段以保证每个基本安全功能（反应性控制、余热排出和放射性包容）的执行；②除固有安全特性外，采用可靠的保护装置；③通过安全系统的自动触发和运行人员的行动，加强对核电厂的控制；④提供多重、多样和独立的设备和相应规程以预防事故发生、控制事故发展过程和限制事故后果。

核电厂设计时要考虑五个层次防御。作为一项基本要求，任何时候各层次防御必须按照不同运行方式的规定一一齐备，特别是核电厂功率运行下所有各层次防御都必须总是可用的。第一层次防御是高质量的设计、建造、运行，保证正常运行，防止偏离。第二层次防御的目的是检测和纠正偏离正常运行的预计运行事件升级为事故工况。要求设置自动停堆保护系统及一些专用系统，并制定运行规程，以防止或尽量减少这些假设始发事件所造成的损害。第三层次防御是针对核电厂的状态发展为核电厂设计基准事故采取的措施。这就要求设置的专设安全设施将核电厂首先引导到可控制状态，然后引导到安全停堆状态，并且至少维持一道包容放射性物质的屏障。第四层次防御的目的是针对设计基准事故可能已被超过的核电厂严重事故，并保证放射性释放保持在合理可行尽量低的水平。这一层次最重要的目的是保护包容功能。除了事故管理规程之外，这可以由防止事故发展的补充措施与规程，以及减轻选定的严重事故后果的措施来达到。由包容提供的保护可用最佳估算方法来验证。第五层次防御的目的是减轻可能由事故工况引起潜在的放射性物质释放造成的放射性后果。这方面要求有适当装备的应急控制中心及厂内、厂外应急响应计划。

纵深防御原则的应用　在设计中的应用，首先是核电厂设置多道实体屏障，包括燃料芯块、燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界和安全壳，以防止放射性物质外逸。其次是提供多层次的设备和措施，用以预防事故，在未能防止事故时，提供适当的保护以减缓事故后果。

在核电厂运行中的应用包括：严格遵守运行技术规格书以预防事故；及时探测可能的偏离以发现事故；及时采取措施以处理事故，及时采用应急规程，以防止事故的扩大和减缓事故后果。

在人员工作活动方面的应用包括：对人员强调安全、培训和再培训、资格考核；运行人员持照上岗；指挥监督运行人员等。在工作和活动方面包括质量保证、管理性控制、安全审查和评价，以及国家核安全机构的独立监管等。

在组织机构方面的应用包括：营运组织结构必须符合核安全的要求，要明确规定工作职能、管理和监控职能、支持性职能和审查评价职能，以有利于发现和纠正差错保证安全。在国家层面，则建立营运单位安全责任制和建立独立的核安全监管机构，以确保核设施和核活动符合核安全法规要求。

大 事 年 表

1896 年

• 法国物理学家 A. H. 贝可勒尔（Antoine Henri Becquerel，1852—1908）在研究铀矿的荧光现象时，发现某些物质能自发地放射出某种看不见的射线。这种现象被定义为放射性，能产生放射性的核素称为放射性核素。这一发现成为核物理学的开端。

1911 年

• 英国科学家 E. 卢瑟福（Ernest Rutherford，1871—1937）在实验室用 α 射线轰击原子，观测 α 射线所发生的偏折，从而确立了原子的核结构。这一成就奠定了原子结构和原子核研究的基础。1919 年，在同一实验室中，用 α 粒子轰击氮核放出质子，这是首次人工实现的核反应。

1928 年

• 国际放射防护委员会（ICRP）成立，当时称为国际 X 射线和镭防护委员会，后改称现名。是促进辐射防护科学发展的公益性团体，特别是在辐射防护的所有方面提出建议书和导则。从 20 世纪 50 年代末，ICRP 开始出版系列出版物，ICRP 的建议书已成为有关国际组织制定标准的基础。

1932 年

• 英国科学家 J. 查德威克（James Chadwick，1891—1974）在核反应实验中，发现了一种不带电的粒子——中子，从而建立了原子核是由质子和中子（两者统称为核子）组成的学说。中子的发现为原子核结构的研究提供了重要前提。

1939 年

• 德国科学家 O. 哈恩（Otto Hahn，1879—1968）和 F. 施特拉斯曼（Fritz Strassmann）在用中子轰击铀原子核的实验中发现核的裂变。后来证明核裂变现象能释放巨大能量。

• 法国科学家 F. 约里奥-居里（Frederic Joliot-Curie，1900—1958）和在美国的意大利科学家 E. 费米（Enrico Fermi，1901—1954）先后证明，铀核在分裂过程中放出 2～3 个中子，从而确定了自持链式裂变反应的可能性。

1941 年

• 美国弗吉尼亚州大学的 J. 比姆斯（Jesse Beams）提出用于分离同位素的气体离心机方案。

1942 年

• 12 月，E. 费米（Enrico Fermi，1901—1954）等人在美国芝加哥大学建成世界上第一座核反应堆，实现了受控核链式裂变反应。

1944 年

• 美国橡树岭（Oak Ridge）国立实验室世界上第一次用电磁法分离出公斤量级的 U-235。

1945 年

• 世界上第一座气体扩散法铀浓缩工厂在美国田纳西州的橡树岭运行。

1946 年

• 美国颁布了世界上第一部《原子能法》，并在 1954 年进行了修订作为美国原子能基本法，后又根据 1974 年《能源重组法》、1977 年《能源组织部门法》、1992 年《能源政策法》及其他法律，做过多次修改。见原子能法。

1950 年

• 5 月 19 日，中国科学院设置了以著名核物理学家吴有训为所长、钱三强为副所长的近代物理研究所，从事核科学基础理论方面的研究。

1951 年

• 12 月，美国实验增殖堆 1 号（EBR-1）首次利用核能发电。

1954 年

• 6 月，苏联在莫斯科郊区建成奥布宁斯克核电厂，是世界上第一座并入电网的实验性核电厂，功率为 5000kW，可以为 2000 户居民提供电力。

• 美国在萨凡那河钚生产厂开始采用萃取法回收钚和铀（PUREX）流程。

1955 年

• 4 月，中苏两国政府签订了苏联援助中国开展原子能科学研究协议。同年，中国决定要发展原子能工业，首先从铀矿地质勘探和核科学研究两方面着手。

• 苏联研制成功第一台适合于工业生产的气体离心机样机。

• 联合国原子辐射影响科学委员会成立。委员会现共有包括中国在内的成员国 27 个，现已成为审议和评价电离辐射水平和健康危害的主要国际科学团体。

1956 年

• 10 月，英国在军用产钚堆基础上，建成卡德霍尔核电厂（Calder Hall，产钚、发电两用），是世界上第一座石墨气冷堆核电厂，净电功率为 50MW。之后陆续建设了一批石墨气冷堆核电厂。

1957 年

• 苏联第一座气体离心法铀富集中试厂投运。

• 7 月 29 日，国际原子能机构（IAEA）成立，是各国为和平利用原子能而建立的政府间组织，总部设在奥地利维也

纳。截至 2012 年 2 月，该机构共有 153 个成员国。1984 年 1 月 1 日，中国正式成为国际原子能机构成员国。1984 年 6 月，机构理事会接纳中国为指定理事国。

- 12 月，美国在潜艇动力堆技术的基础上，建成电功率为 60MW 的希平港（Shippingport）压水堆核电厂。

1958 年

- 7 月 1 日，中国第二机械工业部和中国科学院共同决定，正式成立中国科学院原子能科学研究所，调集以钱三强为首的各个专业的顶尖人物到该所工作。
- 9 月 27 日，苏联援建的研究性重水研究堆和回旋加速器在中国科学院原子能科学研究所举行落成典礼。
- 中国开始磁约束核聚变研究，随着研究活动的开展，逐步形成核工业西南物理研究院和中国科学院等离子物理研究所两大专业研究机构。
- 经济合作与发展组织核能机构（OECD/NEA）成立，设于法国巴黎。其前身是欧洲核能机构，20 世纪 70 年代，在接纳了澳大利亚和日本为成员国之后改用了现名。现有 35 个成员国家，机构成员国拥有的核电机组约占全世界核电装机容量的 85%以上。

1959 年

- 苏联建成第一艘采用压水堆的核动力破冰船。
- 苏联第一座气体离心法铀富集示范工厂投运。

1960 年

- 中国颁布了第一个辐射防护标准《放射性工作卫生防护暂行规定》。1974 年颁布了新的标准 GBJ 8—1974《放射防护规定》，该规定中职业性放射工作人员的年最大容许剂量当量为 50mSv（5rem）。
- 7 月，美国在实验性沸水堆的基础上，建成电功率为 200MW 的德累斯顿（Dresden-1）沸水堆核电厂。

1961 年

- 美国开始向空间发射核动力装置的飞行器，于 1965 年将人类第一个基于热电偶转换的空间核反应堆电源（SNAP-10A）送入太空。1987 年，苏联将两颗指标更先进的热离子核反应堆电源（TOPAZ-1）送入太空。美国、俄罗斯（苏联）已累计发射了 90 个空间核动力装置，其中 39 个为空间核反应堆电源。

1962 年

- 20 世纪 60 年代，气体离心法在苏联进入实用阶段。1962 年，苏联开始建设工业规模的气体离心法铀富集工厂，已经工业化应用的离心机有 8 代。
- 法国在产钚堆基础上建成发电专用的 60MW 希农 A1（Chinon-A1）天然铀石墨气冷堆，后逐步改进，直到 1972 年建成 540MW 布热 1 号（Bugey-1）。这以后转为采用压水堆技术路线。
- 加拿大建成使用天然铀的第一代重水堆（NPD）示范核电厂，功率为 22MW；1966 年，道格拉斯角（Douglas Point）原型堆重水堆核电厂建成投产，功率为 208MW，为 CANDU 型核电厂的发展奠定了基础。
- 欧洲共同体在英国开始建造热功率为 20MW 的高温气冷试验堆——龙堆（Dragon）。1964 年 8 月首次临界，1966 年 4 月达到满功率运行。

1964 年

- 苏联建成电功率为 100MW 别洛雅斯克 1 号（Beloyarsk-1）原型石墨水冷堆核电厂和新沃罗涅兹 1 号（Novo Voronezh-1）原型压水堆核电厂。

1965 年

- 美国研制出第一代离心机，供实验室检验离心机的可靠性。

1967 年

- 美国建成电功率为 40MW 的桃花谷实验高温气冷堆核电厂，1974 年 10 月停堆退役。
- 德国建成电功率为 15MW 的球床实验高温气冷堆核电厂，1974 年，成为世界上运行温度最高的核反应堆，1988 年停堆退役。
- 美国开始研制工业生产用第二代离心机。

1968 年

- 7 月 1 日，《不扩散核武器条约》在伦敦、莫斯科和华盛顿开放供签署，1970 年 3 月 5 日生效。截至 2012 年 6 月，共有 203 个缔约国。

1969 年

- 美国核电总装机容量首次超过英国，跃居世界第一位。到 2012 年 4 月，美国国内运行的核电厂共有 103 台机组，仍是世界核电机组最多、核电技术最先进的国家。
- 20 世纪 60 年代，苏联科学家建成了第一批托卡马克装置，后来，欧共体、美国和日本又建成了多个不同规模的托卡马克装置。

1970 年

- 2 月 8 日，上海市根据周恩来总理的指示，决定正式启动中国大陆第一座核电厂的设计工作。厂址最后选定在浙江省海盐县的秦山。
- 3 月 4 日，英国、西德和荷兰三国在荷兰阿尔默洛（Almelo）签署了共同发展离心法的合作条约，并于 1971 年设立了铀浓缩公司（URENCO），负责联合开发商用离心技术，建造离心工厂。

1973 年

- 世界第一次石油危机爆发，使油价飞涨，

此时美国的轻水堆技术已相当成熟，两者促成了世界核电建设高潮，并逐步实现了商用化、标准化、系列化，批量化的大型核电机组成为世界投运核电厂的主力。

1974 年
- 中国建成第一台托卡马克装置 CT-6。

1975 年
- 1 月 19 日，美国核管制委员会（NRC）开始运作，致力于美国境内与核能相关的管理工作。前身是 1954 年成立的原子能委员会，是世界上最早实行独立核安全监管的机构。总部设在马里兰州罗克维尔市，宗旨是确保公众健康和安全、促进共同防御和安全，以及保护环境。
- 核供应国集团成立，是一个由拥有核供应能力的国家组成的多国出口控制组织，在国际防核扩散及核出口控制领域发挥着重要作用。截至 2012 年 1 月，共有 46 个成员单位。

1979 年
- 世界发生第二次石油危机，使各国经济发展速度锐减，加上大规模的节能措施和产业结构调整，许多新的核电厂建设项目被停止或推迟，订货合同被取消。
- 3 月 28 日，发生三里岛核电厂事故，是核电史上第一次反应堆堆芯严重损坏事故。按照国际核事件分级表，事故被定为 5 级。三里岛核电厂事故后，美国核管制委员会加强核电厂安全管控，迫使核电经济竞争力下降，此后美国 30 多年未建新核电厂。
- 三里岛核电厂事故后，美国核动力运行研究院（INPO）成立，是美国核电界与一些国外同行共同成立的一个非营利性组织，也称美国核电运行协会，以改进核电投运机组运行性能。总部设在佐治亚州亚特兰大。

1980 年
- 2 月，中国核学会成立，是中国核科学技术工作者的学术性群众团体，总部设在北京，与美国、法国等国家的核学会和欧洲核学会建立了正式合作关系。
- 3 月 3 日，《核材料实物保护公约》在维也纳国际原子能机构总部和纽约联合国总部开放供签署，1987 年 2 月 8 日生效。截至 2010 年 9 月底，共有包括中国在内的 145 个缔约国。

1983 年
- 3 月，中国核电技术政策研讨会在北京回龙观召开。会议提出：中国发展核电应采用压水堆技术。会后经国务院批准，中国核电发展一直坚持了压水堆技术路线。
- 9 月，国务院核电领导小组及其办公室成立，并明确了任务和相关部门的职责。

1984 年
- 核工业西南物理研究院建成中国环流器一号装置。中国核聚变研究从原理性探索阶段进入规模化实验研究阶段。
- 12 月，中国国务院批准成立国家核安全局，独立客观地行使民用核设施核安全监督职能，行政上由国家科学技术委员会领导。1998 年并入国家环境保护总局，内设机构为核安全与辐射环境管理司（国家核安全局），负责全国的核安全、辐射安全、辐射环境管理的监管工作。2008 年环境保护部组建后，对外保留国家核安全局。
- 中国加入国际原子能机构以后，由核工业部负责对口国际原子能机构，后虽经几次机构调整，具体事务一直由国际原子能机构事务办公室处理。1998 年，国务院机构改革，成立国家国防科学技术工业委员会（现国家国防科学技术工业局），中国政府与国际原子能机构的业务划归国家国防科学技术工业委员会，内设国家原子能机构。

1985 年
- 国际热核实验堆（ITER）计划设立，是由美国和苏联首脑倡议、国际原子能机构（IAEA）支持的超大型国际合作项目，旨在验证磁约束核聚变的科学可行性和工程技术可行性。ITER 汇集了近 50 年来全世界磁约束核聚变研究的主要科学和技术成果。
- 根据美国核电界经验，中国第二机械工业部在核电工程开工前设立核动力运行研究所，专门从事核电厂操纵人员考核取证、全范围模拟机研制、运行经验反馈、机组在役检查、质量保证和质量控制等相关技术支持。
- 7 月，中国成立了全国核能标准化技术委员会辐射防护分技术委员会，负责辐射防护相关标准的编制计划建议、标准审查工作，并对口国际标准化组织核能委员会辐射防护分委员会的技术业务工作。
- 20 世纪 80 年代中期，美国主要的电力公司领导众多的工业部门制定对轻水堆核电厂设计的技术要求，1990 年，美国电力研究院牵头编制并出版了《电力公司要求文件（URD）》，对先进核电厂安全性、经济性等提出导向性要求。

1986 年
- 4 月 26 日，发生切尔诺贝利核电厂事故。切尔诺贝利核电厂 4 号反应堆堆芯熔毁，反应堆厂房和汽轮机厂房因爆炸和大火被摧毁，大量放射性物质外逸。该事故被定性为核电历史上最严重的

事故，按照国际核事件分级表，事故被定为7级。

- 9月24日，《及早通报核事故公约》在国际原子能机构专门召开的特别大会上予以通过，并于9月26日和10月6日，分别在维也纳国际原子能机构总部和纽约联合国总部开放供签署。同年10月27日生效。截至2012年12月，共有包括中国在内的111个缔约国。
- 9月26日，《核事故或辐射紧急情况援助公约》在维也纳国际原子能机构大会特别会议上通过，是一项有关核事故预防措施的国际公约，1987年2月26日生效。截至2011年11月底，共有包括中国在内的108个缔约国。
- 10月29日，中国国务院发布《民用核设施安全监督管理条例》，是第一部针对民用核设施安全监管的行政法规。
- 国际原子能机构国际核安全顾问组在《切尔诺贝利核电厂事故审查会报告》中，首次提出要加强安全文化；1988年在《核电厂基本安全原则》对安全文化做了进一步的说明；1991年《安全文化》对此做了更系统的阐述。
- 切尔诺贝利核电厂事故后，俄罗斯的核能发展及核安全监管体制经过多次改组，实现了独立的核安全监管。俄罗斯核安全监管的职责由俄罗斯联邦环境、工业和核监管局承担，2008年，部分监管职能划归俄罗斯自然资源和环境部。

1987年

- 6月15日，中国国务院发布《核材料管制条例》，以保证核材料的安全与合法利用，防止被盗、丢失、被破坏、非法转让和非法使用。

1989年

- 5月15日，世界核电运营者协会在莫斯科正式宣布成立，是苏联切尔诺贝利核电厂事故后，为交流核电运行经验，提高核电运行安全性和可靠性而成立的一个世界核电运营单位的民间组织。

1991年

- 国际放射防护委员会（ICRP）发布了第60号出版物，推荐了一整套剂量限制体系，国际原子能机构（IAEA）等组织采纳了这一体系，并反映在与其他国际组织联合制定的辐射防护基本安全标准中。中国的辐射防护规定中也基本采用了这个体系，制定了GB 18871—2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》。
- 12月15日，秦山核电厂首次并网发电，从此结束了中国大陆无核电的历史。是中国第一座自主设计、自主建造的核电厂，采用压水反应堆，电功率为300MW。1985年3月20日浇筑核岛底板第一罐混凝土，1994年4月1日投入商业运行。

1992年

- 1992年初，比利时、法国、德国、意大利、西班牙、荷兰、英国（1996年又有芬兰和瑞典加入）使用核电的主要电力公司决定，对适合上述国家的未来核电厂的主要特征作出详细说明，形成了《欧洲电力公司要求（EUR）》。
- 联合国颁布了《有关宇宙空间内应用核能源的若干原则》，规定了安全运行轨道（800km或更高）、使用铀为核燃料而不用钚、入轨前反应堆不许起动、事故工况下及返回时不会达临界状态、设置轨道转移系统及粉碎系统等一系列安全原则，以确保空间核动力装置在全寿期的核安全。

1993年

- 8月4日，《核电厂核事故应急管理条例》由中国国务院发布。其目的是控制和减少核事故危害，实行“常备不懈、积极兼容、统一指挥、大力协同”的方针。
- 8月31日，大亚湾核电厂1号机组并网发电。电厂安装2台电功率为984MW的压水堆核电机组，主体工程于1987年8月7日浇筑第一罐混凝土，1号机组于1994年2月投入商业运行，2号机组于1994年5月投入商业运行。

1994年

- 6月17日，国际原子能机构通过《核安全公约》，同年9月20日开放供签署，1996年10月24日生效，是为保障核设施安全，以保护人员、社会和环境免受核事故危害的鼓励性国际公约。截至2012年4月，共有缔约国75个。中国参与了该公约的起草工作，为第一批签署国。

1995年

- 中国成功建造环流器新一号（HL-1M）装置，之后又建成托卡马克装置HL-2A；同期，先后建成铜导体托卡马克装置HT-6B、HT-6M，另将苏联T-7超导托卡马克装置改造成超导托卡马克装置HT-7，2006年又建成非圆截面全超导托卡马克装置EAST。这些装置的建造和实验研究，使中国磁约束核聚变研究达到世界先进水平。

1996年

- 12月，日本柏崎·刈羽核电厂7号机组并网发电。电厂安装7台沸水堆核电机组，其中6、7号机组是世界头两台第三代先进沸水堆（ABWR）机组。7号机组主体工程于1992年2月浇筑第一罐混凝土，1997年7月投入商业

运行。

1997 年

• 9 月 5 日，《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》通过，1997 年 9 月 29 日开放供签署，是加强乏燃料和放射性废物管理安全方面的鼓励性国际公约。截至 2012 年 12 月，已有 68 个缔约国，42 个国家签署。中国于 2006 年 4 月 29 日加入该公约。

2000 年

• 1 月，美国能源部倡议并组织由阿根廷、巴西、加拿大、法国、日本、韩国、南非、英国、美国等 9 国政府代表团参加会议，讨论开发第四代核电的国际合作问题。2001 年 7 月设立了第四代核能系统国际论坛（GIF）。现有包括中国在内的 13 个正式成员。

2001 年

• 世界核协会成立，总部设在英国伦敦，是一个寻求促进核能作为一种可持续能源，在世界各地广泛应用的全球性非政府工业组织。前身是成立于 1975 年的铀协会，2001 年更名为世界核协会，现有 180 家成员单位。

2002 年

• 2 月 6 日，秦山第二核电厂 1 号机组并网发电，3 月 11 日 2 号机组并网发电，是中国以“自主设计、国外咨询”方式建设的第一座 650MW 商用核电厂。1、2 号机组分别于 1996 年 6 月 2 日、1997 年 4 月 1 日开工建设，并分别于 2002 年 4 月 15 日、2004 年 5 月 3 日投入商业运行。

• 9 月，第四代核能系统国际论坛对近百个未来反应堆概念进行评估，选出钠冷快堆、铅冷快堆、气冷快堆、超临界水冷堆、甚高温气冷堆和熔盐堆 6 种堆型作为推荐的研发方案。中国除了加大国内研发力度外，还决定参加甚高温气冷堆、快堆及超临界水冷堆指导委员会的工作。

• 11 月 19 日，秦山第三核电厂 1 号机组首次并网发电，2 号机组于 2003 年 6 月 12 日首次并网发电，中国采用加拿大 CANDU 型重水堆技术建造而成。1 号机组于 1998 年 6 月 8 日浇筑第一罐混凝土，2002 年 12 月 31 日投入商业运行，2 号机组于 2003 年 7 月 24 日投入商业运行。

2003 年

• 2 月，中国参加国际热核实验堆（ITER）计划国际谈判。2004 年初正式申请加入该计划。2006 年 11 月 21 日，与欧盟、日本、韩国、俄罗斯、美国和印度六方共同签署《国际热核实验堆联合实施协定》，成为正式成员。

• 6 月 28 日，《中华人民共和国放射性污染防治法》由第十届全国人民代表大会常务委员会第三次会议通过，自 2003 年 10 月 1 日起施行。其中规定“高水平放射性固体废物实行集中的深地质处置”。

2004 年

• 9 月 28 日，中国核电国产化依托项目国际招标书正式发布。要求采用成熟的先进第三代压水堆机型，为浙江三门和山东海阳两个厂址共建设 4 台压水堆百万千瓦机组。2006 年底，美国西屋公司的 AP1000 中标。不久，法国的阿海珐公司也获准在广东台山建造两台 EPR 机组。

2005 年

• 9 月 14 日，中国国务院发布《放射性同位素与射线装置安全与防护条例》，自 2005 年 12 月 1 日起实施。

• 世界第一台由法、德联合研发的欧洲压水堆（EPR）在芬兰奥尔基诺托核电厂浇筑第一罐混凝土。工程拖期，预期 2016 年建成。

2006 年

• 2 月，美国布什政府停止执行当年卡特政府的核燃料一次通过的核能政策，恢复包括后处理和快堆在内的核燃料闭式循环方案。

• 2 月，中国国务院发布《国家中长期科学和技术发展规划纲要（2006～2020）》，确定了 16 个国家重大科技专项，大型先进压水堆及高温气冷堆核电厂位列其中，后经调整补充了大型商用乏燃料后处理厂科研。

• 5 月 12 日，田湾核电厂 1 号机组并网发电；2007 年 5 月 14 日，2 号机组并网发电，是根据中俄双方关于在中国合作建设核电厂的政府协议而进行的大型核能合作项目。1、2 号机组分别于 1999 年 10 月 20 日和 2000 年 9 月 20 日开工建设，于 2007 年 5 月 17 日、2007 年 8 月 16 日投入商业运行。2013 年，3、4 号机组获准相继开工。

• 6 月 13 日，法国议会通过《核透明和安全法》，并成立了作为独立行政机构的法国核安全监管机构（ASN），直接向总统和议会报告工作。

• 中国国防科工委、科技部和国家环保总局联合发布《高放废物地质处置研究开发规划指南》，明确了深地质处置开发的主要技术路线和开发的总体设想，提出了在 21 世纪中叶建成中国高放废物地质处置库的目标。

2007 年

• 国际放射防护委员会（ICRP）发布了第 103 号出版物《国际放射防护委员会 2007 年建议书》，代替 1991 年的第 60

号出版物。

- 4月18日，中国核能行业协会成立。协会会员来自核设施建设、运营、研究设计、建筑安装、设备制造、核燃料循环等领域的企事业单位，截至2013年5月，协会共有369家会员单位。
- 7月11日，中国国务院发布《民用核安全设备监督管理条例》，自2008年1月1日起施行，以加强对民用核安全设备的监督管理。
- 8月至2010年7月，中国大陆红沿河、宁德、阳江、福清、方家山、昌江、防城港等一批二代改进型机组相继开工建设。中国在建核电机组数量占据世界首位。
- 10月，中国正式发布第一部《核电中长期发展规划（2005～2020年）》，明确了核电发展目标：到2020年，中国大陆核电装机容量将为40 000MW，在建机组容量为18 000MW。
- 国务院批准《核电中长期发展规划（2005～2020年）》，明确提出2020年建成中国高放废物地质处置地下实验室的目标，从而使高放废物地质处置进入了新的阶段。

2008年

- 2月15日，中国国务院原则通过《大型先进压水堆核电厂重大专项总体实施方案》。批准大型先进压水堆研发的总体目标是：在AP1000技术引进和自主化依托项目建设的基础上，通过国产化AP1000自主设计，全面掌握以非能动技术为标志的第三代核电技术，进一步研发、建成有自主知识产权的CAP1400示范工程。

2009年

- 三门核电厂1、2号机组分别于2009年3月29日、12月17日开工建设，是中国国务院于2004年7月21日批准实施的首个国家核电建设自主化依托项目。2004年9月1日，国家发展和改革委员会批复三门核电一期工程项目建议书，批准三门核电厂按6台百万千瓦级核电机组规划建设，一期工程建设2台。
- 9月14日，《放射性物品运输安全监督管理条例》由中国国务院发布，自2010年1月1日起施行。目的是加强对放射性物品运输的安全管理，明确对包装容器的设计和制造实行许可证制度等。
- 9月24日，海阳核电厂一期工程成功浇筑1号核岛第一罐混凝土，是首批国家第三代核电技术的自主化依托项目。2009年3月，国家发展和改革委员会同意海阳核电项目3、4号机组按照AP1000核电技术路线开展前期工作。
- 11月18日，台山核电厂1号机组开工建设，2010年4月15日，2号机组开工建设，由中国采用法国阿海珐公司的EPR技术建造。一期工程建设2台单机容量为1750MW的核电机组，规划建设6台。

2011年

- 3月11日，发生福岛核电厂事故。日本福岛第一核电厂多台机组发生堆芯熔化、氢气爆炸、厂房被毁、大量放射性物质外逸，这是迄今为止由极端自然事件叠加引起的最严重的核事故，按照国际核事件分级表，该事故被定为7级。
- 4月，英国成立了核监管局（ONR），该局合并了英国健康和安全署（HSE）、核事务总司（ND/HSE）（包括核设施监督局、民用核安保局、核保障局）等部门，交通部放射性物品运输监管职能也将划转到ONR。
- 7月21日，中国实验快堆在40%功率下并网成功，并通过国家验收，是以液态钠为冷却剂的池型快中子反应堆，热功率为65MW，净电功率为20MW。2000年5月30日开工建设，2010年7月21日首次达到临界。
- 8月7日，岭澳核电厂二期全面建成投产，年发电量为150亿kW·h，是中国“十五”期间开工建设的唯一核电项目，也是中国核电自主品牌CPR1000的示范工程。主体工程于2005年12月15日开工。
- 12月20日，《放射性废物安全监督管理条例》由中国国务院发布，自2012年3月1日施行。目的是加强放射性废物的安全管理，明确了对储存和处置设施实行许可证制度。

2012

- 中国国务院批准《核安全与放射性污染防治“十二五”规划及2020年远景目标》，进一步明确2020年建成中国高放废物地质处置地下实验室的目标。
- 9月19日，日本成立了原子能管制委员会（NRA），隶属于环境省，具体承担核安全、核安保、核保障、辐射监测和辐射源等监管工作。
- 10月24日，中国国务院常务会议通过《核电安全规划2011～2020》和《核电中长期拓展规划2011～2020》。核电发展目标调整为：到2020年，中国大陆

核电装机容量为 58 000MW，在建机组容量为 30 000MW。

- 12 月，中国首座 2×100MW 球床模块化高温气冷堆核电厂示范工程项目开工建设。

2013 年

- 8 月，俄罗斯已全部完成根据美俄于 1993 年签署、2000 年开始实施的“兆吨换兆瓦”计划，将总共 500t 俄罗斯武器级高浓铀稀释成供美国核电厂使用的约 1.53 万 t 低浓铀。

条目标题汉字笔画索引

说明

一、本索引供读者按条目标题的汉字笔画查检条目。

二、条目标题按第一字的笔画由少到多的顺序排列，笔画数相同的字按起笔笔形一（横）、丨（竖）、丿（撇）、丶（点）、乛（折，包括亅乚く等）的顺序排列。第一字相同的，依次按后面各字的笔画数和起笔笔形顺序排列。

三、以罗马数字、阿拉伯数字、拉丁字母、斯拉夫字母和希腊字母开头的条目标题依次排在汉字开头的条目标题的后面。

四、参见条（虚条）的页码采取虚实条兼注的方式，即参见条页码在括号外，被参见条页码在括号内。

一画

［一］

二画

［一］

［丿］

三画

［一］

［丿］

四画

［一］

［丨］

［丿］

［丿］

［丶］

十一画

[一]

十二画

[一]

十三画

[一]

十四画

[一]

十六画

[一]

十七画

[丨]

十九画

[丶]

条目标题外文索引
(INDEX OF ARTICLES)

O

P

Q

R

S

内 容 索 引

说 明

一、本索引是全卷条目和条目内容（含插图）的主题分析索引。索引主题按汉语拼音字母的顺序并辅以汉字笔画、起笔笔形顺序排列。同音时，按汉字笔画由少到多的顺序排列，笔画数相同的字按起笔笔形一（横）、丨（竖）、丿（撇）、丶（点）、乛（折，包括亅乚く等）的顺序排列。第一字相同的，按第二字，余类推。以罗马数字、阿拉伯数字、拉丁字母、斯拉夫字母和希腊字母开头的主题，依次排在汉字索引主题的后面。

二、设有条目的主题用黑体字，未设条目的主题用仿宋体字。

三、索引主题之后的阿拉伯数字是主题内容所在的页码，数字之后的小写拉丁字母表示索引内容所在的版面区域。本书正文的版面区域划分如右图。

a	d
b	e
c	f

A

B

E

F

G

H

J

K

L

Q

R

S

T

Z

插 图 索 引

全世界运行中的核电机组一览表

机　　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
阿根廷（2）				
阿图查-1（ATUCHA-1）	PHWR	335	357	1974-03-19
恩巴尔斯（EMBALSE）	PHWR	600	648	1983-04-25
亚美尼亚（1）				
亚美尼亚-2（ARMENIA-2）	PWR	375	408	1980-01-05
比利时（7）				
多伊尔-1（DOEL-1）	PWR	433	454	1974-08-28
多伊尔-2（DOEL-2）	PWR	433	454	1975-08-21
多伊尔-3（DOEL-3）	PWR	1006	1056	1982-06-23
多伊尔-4（DOEL-4）	PWR	1039	1090	1985-04-08
蒂昂热-1（TIHANGE-1）	PWR	962	1009	1975-03-07
蒂昂热-2（TIHANGE-2）	PWR	1008	1055	1982-10-13
蒂昂热-3（TIHANGE-3）	PWR	1046	1094	1985-06-15
巴西（2）				
安格拉-1（ANGRA-1）	PWR	609	640	1982-04-01
安格拉-2（ANGRA-2）	PWR	1275	1350	2000-07-21
保加利亚（2）				
科兹洛杜伊-5（KOZLODUY-5）	PWR	953	1000	1987-11-29
科兹洛杜伊-6（KOZLODUY-6）	PWR	953	1000	1991-08-02
加拿大（19）				
布鲁斯-1（BRUCE-1）	PHWR	772	824	1977-01-14
布鲁斯-2（BRUCE-2）	PHWR	734	786	1976-09-04
布鲁斯-3（BRUCE-3）	PHWR	730	805	1977-12-12
布鲁斯-4（BRUCE-4）	PHWR	730	805	1978-12-21
布鲁斯-5（BRUCE-5）	PHWR	817	872	1984-12-02
布鲁斯-6（BRUCE-6）	PHWR	817	891	1984-06-26
布鲁斯-7（BRUCE-7）	PHWR	817	872	1986-02-22
布鲁斯-8（BRUCE-8）	PHWR	817	845	1987-03-09
达林顿-1（DARLINGTON-1）	PHWR	878	934	1990-12-19
达林顿-2（DARLINGTON-2）	PHWR	878	934	1990-01-15
达林顿-3（DARLINGTON-3）	PHWR	878	934	1992-12-07
达林顿-4（DARLINGTON-4）	PHWR	878	934	1993-04-17
皮克灵-1（PICKERING-1）	PHWR	515	542	1971-04-04
皮克灵-4（PICKERING-4）	PHWR	515	542	1973-05-21
皮克灵-5（PICKERING-5）	PHWR	516	540	1982-12-19
皮克灵-6（PICKERING-6）	PHWR	516	540	1983-11-08
皮克灵-7（PICKERING-7）	PHWR	516	540	1984-11-17

续表

机　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
皮克灵-8（PICKERING-8）	PHWR	516	540	1986-01-21
莱普罗角（POINT LEPREAU）	PHWR	660	705	1982-09-11
中国（21）				
中国实验快堆（CEFR）	FBR	20	25	2011-07-21
大亚湾-1（DAYABAY-1）	PWR	944	984	1993-08-31
大亚湾-2（DAYABAY-2）	PWR	944	984	1994-02-07
红沿河-1（HONGYANHE-1）	PWR	1119	1120	2013-02-17
红沿河-2（HONGYANHE-2）	PWR	1000	1120	2013-11-23
岭澳-1（LING AO-1）	PWR	950	990	2002-02-26
岭澳-2（LING AO-2）	PWR	950	990	2002-09-14
岭澳-3（LING AO-3）	PWR	1007	1080	2010-07-15
岭澳-4（LING AO-4）	PWR	1007	1080	2011-05-03
宁德-1（NINGDE-1）	PWR	1018	1080	2012-12-28
宁德-2（NINGDE-2）	PWR	1018	1080	2014-01-04
秦山 2-1（QINSHAN 2-1）	PWR	610	650	2002-02-06
秦山 2-2（QINSHAN 2-2）	PWR	610	650	2004-03-11
秦山 2-3（QINSHAN 2-3）	PWR	610	650	2010-08-01
秦山 2-4（QINSHAN 2-4）	PWR	610	650	2011-11-25
秦山 3-1（QINSHAN 3-1）	PHWR	650	700	2002-11-19
秦山 3-2（QINSHAN 3-2）	PHWR	650	700	2003-06-12
秦山-1（QINSHAN-1）	PWR	298	310	1991-12-15
田湾-1（TIANWAN-1）	PWR	990	1060	2006-05-12
田湾-2（TIANWAN-2）	PWR	990	1060	2007-05-14
阳江-1（YANGJIANG-1）	PWR	1000	1086	2013-12-31
捷克共和国（6）				
杜库凡尼-1（DUKOVANY-1）	PWR	468	500	1985-02-24
杜库凡尼-2（DUKOVANY-2）	PWR	471	500	1986-01-30
杜库凡尼-3（DUKOVANY-3）	PWR	468	500	1986-11-14
杜库凡尼-4（DUKOVANY-4）	PWR	471	500	1987-06-11
泰梅林-1（TEMELIN-1）	PWR	1003	1056	2000-12-21
泰梅林-2（TEMELIN-2）	PWR	1003	1056	2002-12-29
芬兰（4）				
洛维萨-1（LOVIISA-1）	PWR	496	520	1977-02-08
洛维萨-2（LOVIISA-2）	PWR	496	520	1980-11-04
欧基罗托-1（OLKILUOTO-1）	BWR	880	910	1978-09-02
欧基罗托-2（OLKILUOTO-2）	BWR	880	910	1980-02-18
法国（58）				
贝尔维尔-1（BELLEVILLE-1）	PWR	1310	1363	1987-10-14
贝尔维尔-2（BELLEVILLE-2）	PWR	1310	1363	1988-07-06
布莱耶-1（BLAYAIS-1）	PWR	910	951	1981-06-12
布莱耶-2（BLAYAIS-2）	PWR	910	951	1982-07-17
布莱耶-3（BLAYAIS-3）	PWR	910	951	1983-08-17

续表

机　　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
布莱耶-4（BLAYAIS-4）	PWR	910	951	1983-05-16
布热-2（BUGEY-2）	PWR	910	945	1978-05-10
布热（BUGEY-3）	PWR	910	945	1978-09-21
布热-4（BUGEY-4）	PWR	880	917	1979-03-08
布热-5（BUGEY-5）	PWR	880	917	1979-07-31
卡特农-1（CATTENOM-1）	PWR	1300	1362	1986-11-13
卡特农-2（CATTENOM-2）	PWR	1300	1362	1987-09-17
卡特农-3（CATTENOM-3）	PWR	1300	1362	1990-07-06
卡特农-4（CATTENOM-4）	PWR	1300	1362	1991-05-27
希农 B-1（CHINON B-1）	PWR	905	954	1982-11-30
希农 B-2（CHINON B-2）	PWR	905	954	1983-11-29
希农 B-3（CHINON B-3）	PWR	905	954	1986-10-20
希农 B-4（CHINON B-4）	PWR	905	954	1987-11-14
舒兹 B-1（CHOOZ B-1）	PWR	1500	1560	1996-08-30
舒兹 B-2（CHOOZ B-2）	PWR	1500	1560	1997-04-10
西沃-1（CIVAUX-1）	PWR	1495	1561	1997-12-24
西沃-2（CIVAUX-2）	PWR	1495	1561	1999-12-24
克律亚斯-1（CRUAS-1）	PWR	915	956	1983-04-29
克律亚斯-2（CRUAS-2）	PWR	915	956	1984-09-06
克律亚斯-3（CRUAS-3）	PWR	915	956	1984-05-14
克律亚斯-4（CRUAS-4）	PWR	915	956	1984-10-27
当皮埃尔-1（DAMPIERRE-1）	PWR	890	937	1980-03-23
当皮埃尔-2（DAMPIERRE-2）	PWR	890	937	1980-12-10
当皮埃尔-3（DAMPIERRE-3）	PWR	890	937	1981-01-30
当皮埃尔-4（DAMPIERRE-4）	PWR	890	937	1981-08-18
费森海姆-1（FESSENHEIM-1）	PWR	880	920	1977-04-06
费森海姆-2（FESSENHEIM-2）	PWR	880	920	1977-10-07
弗拉芒维尔-1（FLAMANVILLE-1）	PWR	1330	1382	1985-12-04
弗拉芒维尔-2（FLAMANVILLE-2）	PWR	1330	1382	1986-07-18
戈尔费什-1（GOLFECH-1）	PWR	1310	1363	1990-06-07
戈尔费什-2（GOLFECH-2）	PWR	1310	1363	1993-06-18
格拉夫林-1（GRAVELINES-1）	PWR	910	951	1980-03-13
格拉夫林-2（GRAVELINES-2）	PWR	910	951	1980-08-26
格拉夫林-3（GRAVELINES-3）	PWR	910	951	1980-12-12
格拉夫林-4（GRAVELINES-4）	PWR	910	951	1981-06-14
格拉夫林-5（GRAVELINES-5）	PWR	910	951	1984-08-28
格拉夫林-6（GRAVELINES-6）	PWR	910	951	1985-08-01
诺让-1（NOGENT-1）	PWR	1310	1363	1987-10-21
诺让-2（NOGENT-2）	PWR	1310	1363	1988-12-14
帕吕埃尔-1（PALUEL-1）	PWR	1330	1382	1984-06-22
帕吕埃尔-2（PALUEL-2）	PWR	1330	1382	1984-09-14
帕吕埃尔-3（PALUEL-3）	PWR	1330	1382	1985-09-30

续表

机　　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
帕吕埃尔-4（PALUEL-4）	PWR	1330	1382	1986-04-11
彭里-1（PENLY-1）	PWR	1330	1382	1990-05-04
彭里-2（PENLY-2）	PWR	1330	1382	1992-02-04
圣阿尔邦-1（ST. ALBAN-1）	PWR	1335	1381	1985-08-30
圣阿尔邦-2（ST. ALBAN-2）	PWR	1335	1381	1986-07-03
圣洛朗 B-1（ST. LAURENT B-1）	PWR	915	956	1981-01-21
圣洛朗 B-2（ST. LAURENT B-2）	PWR	915	956	1981-06-01
特里卡斯坦-1（TRICASTIN-1）	PWR	915	955	1980-05-31
特里卡斯坦-2（TRICASTIN-2）	PWR	915	955	1980-08-07
特里卡斯坦-3（TRICASTIN-3）	PWR	915	955	1981-02-10
特里卡斯坦-4（TRICASTIN-4）	PWR	915	955	1981-06-12
德国（9）				
布罗克多夫（Brokdorf）	PWR	1410	1480	1986-10-14
埃姆斯兰（EMSLAND）	PWR	1329	1400	1988-04-19
贝格莱茵菲尔德 GRAFENRHEINFELD	PWR	1275	1345	1981-12-30
格罗恩德（Grohnde）	PWR	1360	1430	1984-09-05
贡德雷明根-B（GUNDREMMINGEN-B）	BWR	1284	1344	1984-03-16
贡德雷明根-C（GUNDREMMINGEN-C）	BWR	1288	1344	1984-11-02
伊萨尔-2（ISAR-2）	PWR	1410	1485	1988-01-22
内卡韦斯特海姆-2(NECKARWESTHEIM-2)	PWR	1310	1400	1989-01-03
菲利普斯堡-2（PHILIPPSBURG-2）	PWR	1402	1468	1984-12-17
匈牙利（4）				
波克什-1（PAKS-1）	PWR	470	500	1982-12-28
波克什-2（PAKS-2）	PWR	473	500	1984-09-06
波克什-3（PAKS-3）	PWR	473	500	1986-09-28
波克什-4（PAKS-4）	PWR	473	500	1987-08-16
印度（21）				
盖加-1（KAIGA-1）	PHWR	202	220	2000-10-12
盖加-2（KAIGA-2）	PHWR	202	220	1999-12-02
盖加-3（KAIGA-3）	PHWR	202	220	2007-04-11
盖加-4（KAIGA-4）	PHWR	202	220	2011-01-19
格格拉帕尔-1（KAKRAPAR-1）	PHWR	202	220	1992-11-24
格格拉帕尔-2（KAKRAPAR-2）	PHWR	202	220	1995-03-04
古丹库兰-1（KUDANKULAM-1）	PWR	917	1000	2013-10-22
马德拉斯-1（MADRAS-1）	PHWR	205	220	1983-07-23
马德拉斯-2（MADRAS-2）	PHWR	205	220	1985-09-20
纳罗拉-1（NARORA-1）	PHWR	202	220	1989-07-29
纳罗拉-2（NARORA-2）	PHWR	202	220	1992-01-05
拉贾斯坦-1（RAJASTHAN-1）	PHWR	90	100	1972-11-30
拉贾斯坦-2（RAJASTHAN-2）	PHWR	187	200	1980-11-01
拉贾斯坦-3（RAJASTHAN-3）	PHWR	202	220	2000-03-10

续表

机　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
拉贾斯坦-4（RAJASTHAN-4）	PHWR	202	220	2000-11-17
拉贾斯坦-5（RAJASTHAN-5）	PHWR	202	220	2009-12-22
拉贾斯坦-6（RAJASTHAN-6）	PHWR	202	220	2010-03-28
塔拉普尔-1（TARAPUR-1）	BWR	150	160	1969-04-01
塔拉普尔-2（TARAPUR-2）	BWR	150	160	1969-05-05
塔拉普尔-3（TARAPUR-3）	PHWR	490	540	2006-06-15
塔拉普尔-4（TARAPUR-4）	PHWR	490	540	2005-06-04
伊朗（1）				
布什尔-1（BUSHEHR-1）	PWR	915	1000	2011-09-03
日本（48）				
福岛-1（FUKUSHIMA-DAINI-1）	BWR	1067	1100	1981-07-31
福岛-2（FUKUSHIMA-DAINI-2）	BWR	1067	1100	1983-06-23
福岛-3（FUKUSHIMA-DAINI-3）	BWR	1067	1100	1984-12-14
福岛-4（FUKUSHIMA-DAINI-4）	BWR	1067	1100	1986-12-17
玄海-1（GENKAI-1）	PWR	529	559	1975-02-14
玄海-2（GENKAI-2）	PWR	529	559	1980-06-03
玄海-3（GENKAI-3）	PWR	1127	1180	1993-06-15
玄海-4（GENKAI-4）	PWR	1127	1180	1996-11-12
滨冈-3（HAMAOKA-3）	BWR	1056	1100	1987-01-20
滨冈-4（HAMAOKA-4）	BWR	1092	1137	1993-01-27
滨冈-5（HAMAOKA-5）	BWR	1325	1380	2004-04-30
东取-1（HIGASHI DORI-1）（东北）	BWR	1067	1100	2005-03-09
伊方-1（IKATA-1）	PWR	538	566	1977-02-17
伊方-2（IKATA-2）	PWR	538	566	1981-08-19
伊方-3（IKATA-3）	PWR	846	890	1994-03-29
柏崎·刈羽-1（KASHIWAZAKI KARIWA-1）	BWR	1067	1100	1985-02-13
柏崎·刈羽-2（KASHIWAZAKI KARIWA-2）	BWR	1067	1100	1990-02-08
柏崎·刈羽-3（KASHIWAZAKI KARIWA-3）	BWR	1067	1100	1992-12-08
柏崎·刈羽-4（KASHIWAZAKI KARIWA-4）	BWR	1067	1100	1993-12-21
柏崎·刈羽-5（KASHIWAZAKI KARIWA-5）	BWR	1067	1100	1989-09-12
柏崎·刈羽-6（KASHIWAZAKI KARIWA-6）	BWR	1315	1356	1996-01-29
柏崎·刈羽-7（KASHIWAZAKI KARIWA-7）	BWR	1315	1356	1996-12-17
美滨-1（MIHAMA-1）	PWR	320	340	1970-08-08
美滨-2（MIHAMA-2）	PWR	470	500	1972-04-21
美滨-3（MIHAMA-3）	PWR	780	826	1976-02-19

续表

机　　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
大饭-1（OHI-1）	PWR	1120	1175	1977-12-23
大饭-2（OHI-2）	PWR	1120	1175	1978-10-11
大饭-3（OHI-3）	PWR	1127	1180	1991-06-07
大饭-4（OHI-4）	PWR	1127	1180	1992-06-19
女川-1（ONAGAWAI-1）	BWR	498	524	1983-11-18
女川-2（ONAGAWAI-2）	BWR	796	825	1994-12-23
女川-3（ONAGAWAI-3）	BWR	796	825	2001-05-30
川内-1（SENDAI-1）	PWR	846	890	1983-09-16
川内-2（SENDAI-2）	PWR	846	890	1985-04-05
志贺-1（SHIKA-1）	BWR	505	530	1993-01-12
志贺-2（SHIKA-2）	BWR	1108	1150	2005-07-04
岛根-1（SHIMANE-1）	BWR	439	460	1973-12-02
岛根-2（SHIMANE-2）	BWR	789	820	1988-07-11
高滨-1（TAKAHAMA-1）	PWR	780	826	1974-03-27
高滨-2（TAKAHAMA-2）	PWR	780	826	1975-01-17
高滨-3（TAKAHAMA-3）	PWR	830	870	1984-05-09
高滨-4（TAKAHAMA-4）	PWR	830	870	1984-11-01
东海-2（TOKAI-2）	BWR	1060	1100	1978-03-13
泊-1（TOMARI-1）	PWR	550	579	1988-12-06
泊-2（TOMARI-2）	PWR	550	579	1990-08-27
泊-3（TOMARI-3）	PWR	866	912	2009-03-20
敦贺-1（TSURUGA-1）	BWR	340	357	1969-11-16
敦贺-2（TSURUGA-2）	PWR	1108	1160	1986-06-19
韩国（23）				
韩光-1（HANBIT-1）	PWR	960	996	1986-03-05
韩光-2（HANBIT-2）	PWR	958	993	1986-11-11
韩光-3（HANBIT-3）	PWR	997	1050	1994-10-30
韩光-4（HANBIT-4）	PWR	997	1049	1995-07-18
韩光-5（HANBIT-5）	PWR	997	1053	2001-12-19
韩光-6（HANBIT-6）	PWR	995	1052	2002-09-16
蔚珍-1（HANUL-1）	PWR	960	1003	1988-04-07
蔚珍-2（HANUL-2）	PWR	962	1008	1989-04-14
蔚珍-3（HANUL-3）	PWR	994	1050	1998-01-06
蔚珍-4（HANUL-4）	PWR	998	1053	1998-12-28
蔚珍-5（HANUL-5）	PWR	996	1051	2003-12-18
蔚珍-6（HANUL-6）	PWR	996	1051	2005-01-07
高丽-1（KORI-1）	PWR	576	608	1977-06-26
高丽-2（KORI-2）	PWR	639	676	1983-04-22
高丽-3（KORI-3）	PWR	1011	1042	1985-01-22
高丽-4（KORI-4）	PWR	1010	1041	1985-11-15
新古里-1（KORI-1）	PWR	1000	1048	2010-08-04
新古里-2（KORI-2）	PWR	1000	1045	2012-01-28

续表

机　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
新月城-1（SHIN-WOLSONG-1）	PWR	991	1043	2012-01-27
月城-1（WOLSONG-1）	PHWR	657	687	1982-12-31
月城-2（WOLSONG-2）	PHWR	655	678	1997-04-01
月城-3（WOLSONG-3）	PHWR	684	698	1998-03-25
月城-4（WOLSONG-4）	PHWR	688	703	1999-05-21
墨西哥（2）				
拉谷纳维尔德-1（LAGUNA VERDE-1）	BWR	665	700	1989-04-13
拉谷纳维尔德-2（LAGUNA VERDE-2）	BWR	665	700	1994-11-11
荷兰（1）				
鲍塞尔（Borssele）	PWR	482	515	1973-07-04
巴基斯坦（3）				
恰希玛-1（CHASNUPP-1）	PWR	300	325	2000-06-13
恰希玛-2（CHASNUPP-2）	PWR	300	325	2011-03-14
坎努普（Kanupp）	PHWR	90	100	1971-10-18
罗马尼亚（2）				
切尔纳沃达-1（CERNAVODA-1）	PHWR	650	706	1996-07-11
切尔纳沃达-2（CERNAVODA-2）	PHWR	650	705	2007-08-07
俄罗斯（33）				
巴拉科沃-1（BALAKOVO-1）	PWR	950	1000	1985-12-28
巴拉科沃-2（BALAKOVO-2）	PWR	950	1000	1987-10-08
巴拉科沃-3（BALAKOVO-3）	PWR	950	1000	1988-12-25
巴拉科沃-4（BALAKOVO-4）	PWR	950	1000	1993-04-11
别洛雅尔斯克-3（BELOYARSK-3）	FBR	560	600	1980-04-08
比利比诺-1（BILIBINO-1）	LWGR	11	12	1974-01-12
比利比诺-2（BILIBINO-2）	LWGR	11	12	1974-12-30
比利比诺-3（BILIBINO-3）	LWGR	11	12	1975-12-22
比利比诺-4（BILIBINO-4）	LWGR	11	12	1976-12-27
加里宁-1（KALININ-1）	PWR	950	1000	1984-05-09
加里宁-2（KALININ-2）	PWR	950	1000	1986-12-03
加里宁-3（KALININ-3）	PWR	950	1000	2004-12-16
加里宁-4（KALININ-4）	PWR	950	1000	2011-11-24
科拉-1（KOLA-1）	PWR	411	440	1973-06-29
科拉-2（KOLA-2）	PWR	411	440	1974-12-09
科拉-3（KOLA-3）	PWR	411	440	1981-03-24
科拉-4（KOLA-4）	PWR	411	440	1984-10-11
库尔斯克-1（KURSK-1）	LWGR	925	1000	1976-12-19
库尔斯克-2（KURSK-2）	LWGR	925	1000	1979-01-28
库尔斯克-3（KURSK-3）	LWGR	925	1000	1983-10-17
库尔斯克-4（KURSK-4）	LWGR	925	1000	1985-12-02
列宁格勒-1（LENINGRAD-1）	LWGR	925	1000	1973-12-21
列宁格勒-2（LENINGRAD-2）	LWGR	925	1000	1975-07-11
列宁格勒-3（LENINGRAD-3）	LWGR	925	1000	1979-12-07

续表

机　　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
列宁格勒-4（LENINGRAD-4）	LWGR	925	1000	1981-02-09
新沃罗涅日斯基-3（NOVOVORONEZH-3）	PWR	385	417	1971-12-27
新沃罗涅日斯基-4（NOVOVORONEZH-4）	PWR	385	417	1972-12-28
新沃罗涅日斯基-5（NOVOVORONEZH-5）	PWR	950	1000	1980-05-31
罗斯托夫-1（ROSTOV-1）	PWR	950	1000	2001-03-30
罗斯托夫-2（ROSTOV-2）	PWR	950	1000	2010-03-18
斯摩棱斯克-1（SMOLENSK-1）	LWGR	925	1000	1982-12-09
斯摩棱斯克-2（SMOLENSK-2）	LWGR	925	1000	1985-05-31
斯摩棱斯克-3（SMOLENSK-3）	LWGR	925	1000	1990-01-17
斯洛伐克（4）				
博胡尼斯-3（BOHUNICE-3）	PWR	472	505	1984-08-20
博胡尼斯-4（BOHUNICE-4）	PWR	471	505	1985-08-09
莫霍夫采-1（MOCHOVCE-1）	PWR	436	470	1998-07-04
莫霍夫采-2（MOCHOVCE-2）	PWR	436	470	1999-12-20
斯洛文尼亚（1）				
克尔什科（Krsko）	PWR	688	727	1981-10-02
南非（2）				
科贝赫-1（KOEBERG-1）	PWR	930	970	1984-04-04
科贝赫-2（KOEBERG-2）	PWR	930	970	1985-07-25
西班牙（7）				
阿尔马拉兹-1（ALMARAZ-1）	PWR	1011	1049	1981-05-01
阿尔马拉兹-2（ALMARAZ-2）	PWR	1006	1044	1983-10-08
阿斯科-1（ASCO-1）	PWR	995	1033	1983-08-13
阿斯科-2（ASCO-2）	PWR	997	1035	1985-10-23
科夫伦特斯（Cofrentes）	BWR	1064	1102	1984-10-14
特里略-1（Trillo-1）	PWR	1003	1066	1988-05-23
范德洛斯-2（Vandellos-2）	PWR	1045	1087	1987-12-12
瑞典（10）				
福什马克-1（FORSMARK-1）	BWR	984	1022	1980-06-06
福什马克-2（FORSMARK-2）	BWR	1120	1158	1981-01-26
福什马克-3（FORSMARK-3）	BWR	1170	1212	1985-03-05
奥斯卡港-1（OSKARSHAMN-1）	BWR	473	492	1971-08-19
奥斯卡港-2（OSKARSHAMN-2）	BWR	638	661	1974-10-02
奥斯卡港-3（OSKARSHAMN-3）	BWR	1400	1450	1985-03-03
灵哈尔斯-1（RINGHALS-1）	BWR	878	910	1974-10-14
灵哈尔斯-2（RINGHALS-2）	PWR	807	847	1974-08-17
灵哈尔斯-3（RINGHALS-3）	PWR	1064	1117	1980-09-07

续表

机　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
灵哈尔斯-4（RINGHALS-4）	PWR	940	990	1982-06-23
瑞士（5）				
贝兹瑙-1（BEZNAU-1）	PWR	365	380	1969-07-17
贝兹瑙-2（BEZNAU-2）	PWR	365	380	1971-10-23
戈斯根（Goesgen）	PWR	985	1035	1979-02-02
莱布施塔特（Leibstadt）	BWR	1220	1275	1984-05-24
米勒贝格（Muehleberg）	BWR	373	390	1971-07-01
乌克兰（15）				
赫梅利尼茨基-1（KHMELNITSKI-1）	PWR	950	1000	1987-12-31
赫梅利尼茨基-2（KHMELNITSKI-2）	PWR	950	1000	2004-08-07
罗夫洛-1（ROVNO-1）	PWR	381	420	1980-12-22
罗夫洛-2（ROVNO-2）	PWR	376	415	1981-12-22
罗夫洛-3（ROVNO-3）	PWR	950	1000	1986-12-21
罗夫洛-4（ROVNO-4）	PWR	950	1000	2004-10-10
南乌克兰-1（SOUTH UKRAINE-1）	PWR	950	1000	1982-12-31
南乌克兰-2（SOUTH UKRAINE-2）	PWR	950	1000	1985-01-06
南乌克兰-3（SOUTH UKRAINE-3）	PWR	950	1000	1989-09-20
扎波罗热-1（ZAPOROZHYE-1）	PWR	950	1000	1984-12-10
扎波罗热-2（ZAPOROZHYE-2）	PWR	950	1000	1985-07-22
扎波罗热-3（ZAPOROZHYE-3）	PWR	950	1000	1986-12-10
扎波罗热-4（ZAPOROZHYE-4）	PWR	950	1000	1987-12-18
扎波罗热-5（ZAPOROZHYE-5）	PWR	950	1000	1989-08-14
扎波罗热-6（ZAPOROZHYE-6）	PWR	950	1000	1995-10-19
英国（16）				
丹季内斯 B-1（DUNGENESS B-1）	GCR	520	615	1983-04-03
丹季内斯 B-2（DUNGENESS B-2）	GCR	520	615	1985-12-29
哈特尔普尔 A-1（HARTLEPOOL A-1）	GCR	595	655	1983-08-01
哈特尔普尔 A-2（HARTLEPOOL A-2）	GCR	585	655	1984-10-31
希舍姆 A-1（HEYSHAM A-1）	GCR	585	625	1983-07-09
希舍姆 A-2（HEYSHAM A-2）	GCR	575	625	1984-10-11
希舍姆 B-1（HEYSHAM B-1）	GCR	610	680	1988-07-12
希舍姆 B-2（HEYSHAM B-2）	GCR	610	680	1988-11-11
欣克利角 B-1（HINKLEY POINT B-1）	GCR	435	655	1976-10-30
欣克利角 B-2（HINKLEY POINT B-2）	GCR	435	655	1976-02-05
亨特斯顿 B-1（HUNTERSTONT B-1）	GCR	460	644	1976-02-06
亨特斯顿 B-2（HUNTERSTONT B-2）	GCR	430	644	1977-03-31
塞士威尔 B（SIZEWELL B）	PWR	1191	1250	1995-02-14
托内斯-1（TORNESS-1）	GCR	595	682	1988-05-25
托内斯-2（TORNESS-2）	GCR	595	682	1989-02-03

续表

机　　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
威尔法-1（Wylfa-1）	GCR	490	540	1971-01-24
美国（100）				
阿肯色-1（ANO-1）	PWR	836	903	1974-08-17
阿肯色-2（ANO-2）	PWR	993	1065	1978-12-26
比弗谷-1（BEAVER VALLEY-1）	PWR	921	959	1976-06-14
比弗谷-2（BEAVER VALLEY-2）	PWR	885	958	1987-08-17
布雷德伍德-1（BRAIDWOOD-1）	PWR	1178	1242	1987-07-12
布雷德伍德-2（BRAIDWOOD-2）	PWR	1152	1210	1988-05-25
布朗斯弗里-1（BROWNS FERRY-1）	BWR	1101	1155	1973-10-15
布朗斯弗里-2（BROWNS FERRY-2）	BWR	1104	1155	1974-08-28
布朗斯弗里-3（BROWNS FERRY-3）	BWR	1105	1155	1976-09-12
布伦斯威克-1（BRUNSWICK-1）	BWR	938	990	1976-12-04
布伦斯威克-2（BRUNSWICK-2）	BWR	920	960	1975-04-29
拜伦-1（BYRON-1）	PWR	1164	1242	1985-03-01
拜伦-2（BYRON-2）	PWR	1136	1210	1987-02-06
卡勒韦-1（Callaway-1）	PWR	1215	1275	1984-10-24
卡尔费特悬岩-1（CALVERT CLIFFS-1）	PWR	866	918	1975-01-03
卡尔费特悬岩-2（CALVERT CLIFFS-2）	PWR	850	911	1976-12-07
卡托巴-1（CATAWBA-1）	PWR	1146	1188	1985-01-22
卡托巴-2（CATAWBA-2）	PWR	1146	1188	1986-05-18
克林顿-1（CLINTON-1）	BWR	1065	1098	1987-04-24
哥伦比亚（COLUMBIA）	BWR	1107	1173	1984-05-27
科曼奇峰-1（COMANCHE PEAK-1）	PWR	1209	1259	1990-04-24
科曼奇峰-2（COMANCHE PEAK-2）	PWR	1197	1250	1993-04-09
库克-1（COOK-1）	PWR	1030	1100	1975-02-10
库克-2（COOK-2）	PWR	1077	1151	1978-03-22
库珀（Cooper）	BWR	768	801	1974-05-10
戴维斯 贝瑟-1（Davis-Besse-1）	PWR	894	925	1977-08-28
代阿布洛峡谷-1（DIABLO CANYON-1）	PWR	1122	1197	1984-11-11
代阿布洛峡谷-2（DIABLO CANYON-2）	PWR	1118	1197	1985-10-20
德累斯顿-2（DRESDEN-2）	BWR	883	926	1970-04-13
德累斯顿-3（DRESDEN-3）	BWR	867	890	1971-07-22
杜安阿诺德-1（DUANE ARNOLD-1）	BWR	601	624	1974-05-19
法利-1（FARLEY-1）	PWR	874	918	1977-08-18
法利-2（FARLEY-2）	PWR	883	928	1981-05-25
费米-2（FERMI-2）	BWR	1037	1100	1986-09-21
菲茨帕特里克（FITZPATRICK）	BWR	813	849	1975-02-01
卡尔洪堡-1（Fort Calhoun-1）	PWR	482	512	1973-08-25
京纳（Ginna）	PWR	580	608	1969-12-02

续表

机　　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
大海湾-1（Grand Gulf-1）	BWR	1419	1500	1984-10-20
哈里斯-1（HARRIS-1）	PWR	928	960	1987-01-19
哈奇-1（HATCH-1）	BWR	876	911	1974-11-11
哈奇-2（HATCH-2）	BWR	883	921	1978-09-22
沃尔夫河-1（Wolf Creek-1）	BWR	1172	1240	1986-08-01
印第安角-2（INDIAN POINT-2）	PWR	1020	1067	1973-06-26
印第安角-3（INDIAN POINT-3）	PWR	1040	1085	1976-04-27
拉萨尔-1（LASALLE-1）	BWR	1137	1207	1982-09-04
拉萨尔-2（LASALLE-2）	BWR	1140	1207	1984-04-20
利默瑞克-1（LIMERICK-1）	BWR	1130	1194	1985-04-13
利默瑞克-2（LIMERICK-2）	BWR	1134	1194	1989-09-01
麦克圭尔-1（MCGUIRE-1）	PWR	1158	1185	1981-09-12
麦克圭尔-2（MCGUIRE-2）	PWR	1158	1185	1983-05-23
米尔斯通-2（MILLSTONE-2）	PWR	869	918	1975-11-09
米尔斯通-3（MILLSTONE-3）	PWR	1218	1280	1986-02-12
蒙蒂塞洛（Monticello）	BWR	578	613	1971-03-05
九里角-1（NINE MILE POINT-1）	BWR	621	642	1969-11-09
九里角-2（NINE MILE POINT-2）	BWR	1276	1320	1987-08-08
北安娜-1（NORTH ANNA-1）	PWR	943	990	1978-04-17
北安娜-2（NORTH ANNA-2）	PWR	943	1011	1980-08-25
奥康尼-1（OCONEE-1）	PWR	846	891	1973-05-06
奥康尼-2（OCONEE-2）	PWR	846	891	1973-12-05
奥康尼-3（OCONEE-3）	PWR	846	891	1974-09-18
牡砺湾（Oyster Creek）	BWR	619	652	1969-09-23
帕利塞兹（Palisades）	PWR	793	845	1971-12-31
帕洛弗迪-1（PALO VERDE-1）	PWR	1311	1414	1985-06-10
帕洛弗迪-2（PALO VERDE-2）	PWR	1314	1414	1986-05-20
帕洛弗迪-3（PALO VERDE-3）	PWR	1312	1414	1987-11-28
桃花谷-2（PEACH BOTTOM-2）	BWR	1125	1182	1974-02-18
桃花谷-3（PEACH BOTTOM-3）	BWR	1138	1182	1974-09-01
佩里-1（Perry-1）	BWR	1256	1303	1986-12-19
流浪者-1（Pilgrim-1）	BWR	677	711	1972-07-19
波因特滩-1（POINT BEACH-1）	PWR	591	640	1970-11-06
波因特滩-2（POINT BEACH-2）	PWR	591	640	1972-08-02
普雷里岛-1（PRAIRIE ISLAND-1）	PWR	522	566	1973-12-04
普雷里岛-2（PRAIRIE ISLAND-2）	PWR	518	560	1974-12-21
方城-1（QUAD CITIES-1）	BWR	908	940	1972-04-12
方城-2（QUAD CITIES-2）	BWR	911	940	1972-05-23
里弗本德-1（River Bend-1）	BWR	967	1016	1985-12-03

续表

机　组	型号	参考装置功率（MW）	总电功率（MW）	首次并网时间
鲁滨逊-2（Robinson-2）	PWR	741	780	1970-09-26
塞勒姆-1（SALEM-1）	PWR	1168	1254	1976-12-25
塞勒姆-2（SALEM-2）	PWR	1158	1200	1981-06-03
锡布鲁克-1（Seabrook-1）	PWR	1246	1296	1990-05-29
塞科亚-1（SEQUOYAH-1）	PWR	1152	1221	1980-07-22
塞科亚-2（SEQUOYAH-2）	PWR	1125	1200	1981-12-23
南得克萨斯-1（SOUTH TEXAS-1）	PWR	1280	1354	1988-03-30
南得克萨斯-2（SOUTH TEXAS-2）	PWR	1280	1354	1989-04-11
圣露西-1（ST. LUCIE-1）	PWR	982	1045	1976-05-07
圣露西-2（ST. LUCIE-2）	PWR	987	1050	1983-06-13
萨默尔-1（Summer-1）	PWR	971	1006	1982-11-16
萨里-1（Surry-1）	PWR	838	890	1972-07-04
萨里-2（Surry-2）	PWR	838	890	1973-03-10
萨斯奎汉纳-1（SUSQUEHANNA-1）	BWR	1257	1330	1982-11-16
萨斯奎汉纳-2（SUSQUEHANNA-2）	BWR	1257	1330	1984-07-03
三里岛-1（Three Mile Island-1）	PWR	819	880	1974-06-19
土耳其角-3（TURKEY POINT-3）	PWR	802	829	1972-11-02
土耳其角-4（TURKEY POINT-4）	PWR	802	829	1973-06-21
佛蒙特洋基（Vermont Yankee）	BWR	605	635	1972-09-20
沃格特勒-1（VOGTLE-1）	PWR	1150	1229	1987-03-27
沃格特勒-2（VOGTLE-2）	PWR	1152	1229	1989-04-10
沃特福德-3（Waterford-3）	PWR	1168	1250	1985-03-18
瓦茨巴-1（Watts Bar-1）	PWR	1123	1210	1996-02-06
沃尔夫河（Wolf Creek）	PWR	1195	1280	1985-06-12
台湾（6）				
金山-1（CHINSHAN-1）	BWR	604	636	1977-11-16
金山-2（CHINSHAN-2）	BWR	604	636	1978-12-19
国圣-1（KUOSHENG-1）	BWR	985	1020	1981-05-21
国圣-2（KUOSHENG-2）	BWR	985	1020	1982-06-29
马鞍山-1（MAANSHAN-1）	PWR	926	951	1984-05-09
马鞍山-2（MAANSHAN-2）	PWR	928	951	1985-02-25

注：截至2014年3月27日，世界在建核电机组72座，永久关闭核电机组149座。
资料来源：国际原子能机构（IAEA）官方网站。

核能发电卷（第三版）修订人员名单

（按姓氏笔画排列）

丁其华	万元熙	马昌文	王　川	王玉荟	王百众	王汝赡	王远兵
王　岩	王建军	王　驹	王显德	王彦君	王炯德	王　彬	毛亚蔚
尹邦跃	石　磊	石镇臣	卢君玉	叶奇蓁	叶常青	田　盛	白云生
白　光	冯开明	司先国	吕冬宝	朱国胜	华　旦	刘天舒	刘长欣
刘　华	刘森林	刘新华	池雪丰	许波涛	阮可强	孙玉良	孙造占
严嘉鹏	杜圣华	杨华庭	杨寿敏	杨　洁	李开文	李文埮	李兵华
李国强	李金才	李冠兴	李笑天	李　雳	李　富	肖代云	肖　兰
吴秀花	吴宗鑫	吴宜灿	吴　浩	邱励俭	邱学良	何明智	余华金
应诗浩	汪兆富	沈文权	沈海达	沈雷生	沈增耀	沈履冰	张文权
张玉峰	张伟星	张延生	张庆利	张志银	张良驹	张育曼	张建岗
张　彦	张　健	张禄庆	张　澄	陆曙东	陈日罡	陈竹舟	陈李华
陈松涛	陈　凌	陈惠明	昌正科	罗上庚	罗志福	罗经宇	罗璋琳
和　丹	岳会国	依　岩	金跃庆	周立军	周培德	郑文祥	郑玉辉
郑福裕	单文志	宗岳良	赵凤民	赵成昆	赵兆颐	赵守智	郝东秦
胡大璞	胡振孝	柯国土	段六一	俞尔俊	俞卓平	姜胜耀	洪源平
姚仁太	骆志平	秦运文	秦国安	秦建华	袁保山	夏益华	顾志杰
柴国旱	徐　銤	殷德健	奚绍黄	高祖瑛	高　翔	郭文骏	黄灿华
曹　东	曹耶南	常向东	梁政强	彭先觉	董柏年	董柳灿	董家齐
蒋云清	蒋明瑜	韩新生	程和平	程慧平	焦拥军	曾毅君	温鸿钧
谢　平	谢光善	谢仲生	谢纪康	解　衡	潘传红	潘自强	潘系人
潘泽飞	薛长江	薄涵亮	濮继龙				

核能及新能源发电卷（第一版）撰稿人员名单

（按姓氏笔画排列）

丁训慎　马　一　马守祥　马昌文　王承煦　王树人　王恒德　王斯成
王鼎铨　王　鉴　任常平　方之时　左　湖　石秉仁　卢君玉　叶奇蓁
叶振德　叶常青　田胜清　冯运昌　宁克信　吕应中　朱文煜　朱志贤
朱志祥　朱瑞安　朱锡宝　华明川　华爱媛　刘家昆　刘鹤守　许铮梅
孙呈志　贡光禹　杜圣华　李一清　李开文　李文埮　李申生　李金才
李钟玲　李植华　李瑞生　李嘉梁　李耀华　杨钧陶　连培生　肖洒鸿
肖啸庵　肖绪瑞　吴力斌　吴迪忠　邱学良　余世诚　应世浩　汪佳明
沈俊雄　沈锦佐　张士贯　张永刚　张延生　张邻素　张述诚　张育曼
张　健　张崇岩　张焕芬　张裕林　张禄庆　张　廉　陆曙东　陈仁济
陈竹舟　陈叔平　陈济东　陈恩鉴　陈维敬　陈雄月　邵向业　范霞飞
林伟贤　林诚格　卓韵裳　罗上庚　罗守仁　罗经宇　罗璋琳　金璀珍
周泉通　周嘉椿　郑文祥　郑福裕　居玉鑫　赵兆颐　赵荣潜　胡二邦
胡大璞　侯凤旺　侯湘琴　俞尔俊　姜锡驹　姜　樾　姚永福　贺嘉忱
骆志伟　桂运平　夏益华　顾　坚　柴启蓬　徐元辉　徐江清　徐　銤
徐鸿桂　奚绍黄　高际云　高胜玉　高祖瑛　高祥帆　郭泽德　唐宗俞
黄怀安　黄昌泰　黄　钟　黄祥瑞　黄锦华　戚正文　龚云峰　龚德荫
崔容强　符德潘　章鼎昌　梁顺光　董柏年　董柳灿　蒋滨森　韩良弼
温鸿钧　谢光涌　谢光善　谢仲生　谢家铭　鲍德佑　蔡义汉　臧明昌
廖少葆　翟贵华　潘自强　潘系人　薛大知

核能及新能源发电卷（第二版）修订人员名单

（按姓氏笔画排列）

丁受甫 王日清 王长贵 王承煦 王树人 王斯成 王鼎铨 王 颖
任常平 任镜暄 方 军 石秉仁 卢君玉 叶玉星 叶奇蓁 付济熙
冯运昌 朱文彬 朱关仁 朱闽宏 华 旦 华明川 刘道和 刘 巍
齐军平 池志远 汤峥嵘 孙东辉 寿仕俊 贡光禹 苏学丰 苏耀祖
杜圣华 李文琰 李申生 李金才 李冠兴 李晓明 李 富 杨大助
连培生 肖啸庵 沈百谦 沈如刚 沈明道 沈雷生 张仕为 张延生
张兆丰 张志雄 张邻素 张 健 张维忠 张裕林 张禄庆 陈仁济
陈永晔 陈 刚 陈竹舟 陈芳流 陈叔平 陈祖伊 陈 桦 陈 健
林伟贤 罗上庚 罗守仁 周泉通 郑文祥 郑克平 郑福裕 居玉鑫
赵建华 赵善德 郝朝斌 胡二邦 胡大璞 柯国柱 俞尔俊 施向军
姜胜耀 姜锡驹 姜 樾 宫广臣 姚伟达 姚增华 贺 禹 贺嘉忱
骆志伟 袁良本 贾国安 夏益华 钱纪生 钱锦辉 徐元辉 徐玉明
徐鸿桂 徐 銤 高 岚 高胜玉 高祖瑛 高鹏飞 郭人俊 郭丰守
郭文骏 郭永顺 唐伯婉 黄小桁 黄卫刚 黄昌泰 黄 钟 黄祥瑞
黄植章 黄锦华 曹绳全 戚正文 崔容强 符祥群 庾日铠 董柏年
蒋明渝 曾文星 曾伟文 温鸿钧 谢光善 谢阿海 鲍德佑 蔡义汉
蔡康元 廖少葆 潘自强 潘系人 濮继龙

核能发电卷（第三版）
主要编辑出版人员名单

责任编辑　潘宏娟　郑晓萌

索引编辑　潘宏娟　郑晓萌

设计负责　王建华　李东梅　李卫东　杨志国

封面设计　王红柳

正文设计　张秋雁　张　娟　肖光艺

责任描图　陈丽梅　安同贺

责任校对　罗凤贤　黄　蓓

责任印制　邹树群

［Ｇｅｎｅｒａｌ Ｉｎｆｏｒｍａｔｉｏｎ］
书名＝中国电力百科全书　核能发电卷（第３版）
页数＝４５９
ＳＳ号＝１３６０８５３４